

Министерство науки и высшего образования Российской Федерации
 федеральное государственное автономное
 образовательное учреждение высшего образования
 «Национальный исследовательский Томский политехнический университет» (ТПУ)

Инженерная школа ядерных технологий
 Направление подготовки 14.04.02 Ядерные физика и технологии
 Отделение ядерно-топливного цикла

МАГИСТЕРСКАЯ ДИССЕРТАЦИЯ

Тема работы
Расчёт нейтронно-физических параметров дисперсионного ядерного топлива в реакторе ВВЭР-1200

УДК 621.039.512:621.039.54:621.039.577

Студент

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM72	Пименов Никита		

Руководитель ВКР

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Чертков Ю.Б.	к.ф.-м.н.		

КОНСУЛЬТАНТЫ ПО РАЗДЕЛАМ:

По разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГН	Меньшикова Е.В.	к.ф.н.		

По разделу «Социальная ответственность»

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент ОЯТЦ	Гоголева Т.С.	к.ф.-м.н.		

ДОПУСТИТЬ К ЗАЩИТЕ:

Руководитель ООП	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ядерные реакторы и энергетические установки	Кузнецов М.С.	к.т.н.		

Планируемые результаты обучения

Код результата	Результат обучения (выпускник должен быть готов)
<i>Профессиональные компетенции</i>	
P1	Применять глубокие, математические, естественнонаучные, социально-экономические и профессиональные знания для теоретических и экспериментальных исследований в области использования ядерной энергии, ядерных материалов, систем учета, контроля и физической защиты ядерных материалов, технологий радиационной безопасности, медицинской физики и ядерной медицины, изотопных технологий и материалов в профессиональной деятельности.
P2	Ставить и решать инновационные инженернофизические задачи, реализовывать проекты в области использования ядерной энергии, ядерных материалов, систем учета, контроля и физической защиты ядерных материалов, технологий радиационной безопасности, медицинской физики и ядерной медицины, изотопных технологий и материалов.
P3	Создавать теоретические, физические и математические модели, описывающие конденсированное состояние вещества, распространение и взаимодействие ионизирующих излучений с веществом и живой материей, физику кинетических явлений, процессы в реакторах, ускорителях, процессы и механизмы переноса радиоактивности в окружающей среде.
P4	Разрабатывать новые алгоритмы и методы: расчета современных физических установок и устройств; исследования изотопных технологий и материалов; измерения характеристик полей ионизирующих излучений; оценки количественных характеристик ядерных материалов; измерения радиоактивности объектов окружающей среды; исследований в радиозоологии, медицинской физике и ядерной медицине.
P5	Оценивать перспективы развития ядерной отрасли, медицины, анализировать радиационные риски и сценарии потенциально возможных аварий, разрабатывать меры по снижению рисков и обеспечению ядерной и радиационной безопасности руководствуясь законами и нормативными документами, составлять экспертное заключение.
P6	Проектировать и организовывать инновационный бизнес, разрабатывать и внедрять новые виды продукции и технологий, формировать эффективную стратегию и активную политику риск-менеджмента на предприятии, применять методы оценки качества и результативности труда персонала, применять знание основных положений патентного законодательства и авторского права Российской Федерации.
<i>Общекультурные компетенции</i>	
P7	Демонстрировать глубокие знания социальных, этических и культурных аспектов инновационной профессиональной деятельности.
P8	Самостоятельно учиться и непрерывно повышать квалификацию в течение всего периода профессиональной деятельности.
P9	Активно владеть иностранным языком на уровне, позволяющем работать в иноязычной среде, разрабатывать документацию, презентовать результаты профессиональной деятельности.
P10	Эффективно работать индивидуально и в коллективе, демонстрировать ответственность за результаты работы и готовность следовать корпоративной культуре организации.

Министерство науки и высшего образования Российской Федерации
 федеральное государственное автономное
 образовательное учреждение высшего образования
 «Национальный исследовательский Томский политехнический университет» (ТПУ)

Инженерная школа ядерных технологий
 Направление подготовки 14.04.02 Ядерные физика и технологии
 Отделение ядерно-топливного цикла

УТВЕРЖДАЮ:
 Руководитель ООП
 _____ Кузнецов М.С.
 (Подпись) (Дата) (Ф.И.О.)

ЗАДАНИЕ
на выполнение выпускной квалификационной работы

В форме:

Магистерской диссертации
(бакалаврской работы, дипломного проекта/работы, магистерской диссертации)

Студенту:

Группа	ФИО
0AM72	Пименов Никита

Тема работы:

Расчёт нейтронно-физических параметров дисперсионного ядерного топлива в реакторе ВВЭР-1200	
Утверждена приказом директора (дата, номер)	07.03.2019 № 1788/с

Срок сдачи студентом выполненной работы:	01.06.2019
--	------------

ТЕХНИЧЕСКОЕ ЗАДАНИЕ:

Исходные данные к работе	– Геометрические параметры тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1200 с загрузкой дисперсионного ядерного топлива UO_2+ZrAl_3 ; – Тепловая мощность реактора и режимы его работы.
---------------------------------	---

Перечень подлежащих исследованию, проектированию и разработке вопросов	<ul style="list-style-type: none"> – Обзор материалов матрицы для дисперсионного ядерного топлива; – Создание расчетной модели тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1200; – Расчет нейтронно-физических параметров дисперсионного ядерного топлива в реакторе ВВЭР-1200; – Сравнительный анализ полученных нейтронно-физических параметров дисперсионного и керамического ядерного топлива.
Перечень графического материала (с точным указанием обязательных чертежей)	<ul style="list-style-type: none"> – Презентация; – Чертеж тепловыделяющей сборки; – Чертеж тепловыделяющего элемента.
Консультанты по разделам выпускной квалификационной работы	
Раздел	Консультант
Нейтронно-физический расчет	Чертков Ю.Б.
Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение	Меньшикова Е.В.
Социальная ответственность	Гоголева Т.С.
Английский язык	Шайкина О.И.
Названия разделов, которые должны быть написаны на русском и иностранном языках:	
Neutron-physical calculation of fuel composition based on dispersed nuclear fuel in the reactor plant WWER-1200	

Дата выдачи задания на выполнение выпускной квалификационной работы по линейному графику	11.03.2019
---	------------

Задание выдал руководитель:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Чертков Ю.Б.	к.ф.-м.н.		11.03.2019

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM72	Пименов Никита		11.03.2019

ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА «ФИНАНСОВЫЙ МЕНЕДЖМЕНТ, РЕСУРСОЭФФЕКТИВНОСТЬ И РЕСУРСОСБЕРЕЖЕНИЕ»

Студенту:

Группа	ФИО
0AM72	Пименов Никита

Школа	ИЯТШ	Отделение школы (НОЦ)	ОЯТЦ
Уровень образования	Магистратура	Направление/специальность	14.04.02 Ядерные физика и технологии

Исходные данные к разделу «Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение»:

1. Стоимость ресурсов научного исследования (НИ): материально-технических, энергетических, финансовых, информационных и человеческих	Бюджет НТИ – 150955 руб. Затраты на з/п – 69073 руб. Материальные затраты НТИ – 31400 руб.
2. Нормы и нормативы расходования ресурсов	Тариф на электроэнергию – 5,8 руб. за кВт·ч
3. Используемая система налогообложения, ставки налогов, отчислений, дисконтирования и кредитования	Налог во внебюджетные фонды 27,1% Районный коэффициент –1,3 Накладные расходы – 30%

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. Оценка коммерческого и инновационного потенциала НТИ	Сравнение конкурентных технических решений
2. Планирование процесса управления НТИ: структура и график проведения, бюджет, риски и организация закупок	1. Иерархическая структура работ; 2. SWOT-анализ; 3. Календарный план-график реализации проекта. Бюджет научно-технического исследования: – расчет материальных затрат; – расчет основной и дополнительной заработной платы исполнителей темы; – отчисления на социальные нужды; – накладные расходы; – формирование бюджета затрат.
3. Определение ресурсной, финансовой, экономической эффективности	

Перечень графического материала (с точным указанием обязательных чертежей):

1. Сегментирование рынка
2. Оценка конкурентоспособности технических решений
3. Матрица SWOT
4. График проведения и бюджет НТИ
5. Оценка ресурсной, финансовой и экономической эффективности НТИ
6. Потенциальные риски

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику	11.03.2019
--	------------

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОСГН	Меньшикова Е.В.	к.ф.н.		11.03.2019

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM72	Пименов Никита		11.03.2019

ЗАДАНИЕ ДЛЯ РАЗДЕЛА «СОЦИАЛЬНАЯ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ»

Студенту:

Группа	ФИО
0AM72	Пименов Никита

Школа	ИЯТШ	Отделение	ОЯТЦ
Уровень образования	Магистратура	Направление/специальность	14.04.02 Ядерные физика и технологии

Исходные данные к разделу «Социальная ответственность»:

1. Описание рабочего места (рабочей зоны) на предмет возникновения:	<ul style="list-style-type: none"> – вредных проявлений факторов производственной среды (метеоусловия, вредные вещества, освещение, шумы, вибрации, электромагнитные поля, ионизирующие излучения) – опасных проявлений факторов производственной среды (электрической, пожарной и взрывной природы)
2. Перечень законодательных и нормативных документов по теме	<ul style="list-style-type: none"> – электробезопасность; – пожаровзрывобезопасность; – требования охраны труда при работе на ПЭВМ.

Перечень вопросов, подлежащих исследованию, проектированию и разработке:

1. Анализ выявленных вредных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:	<ul style="list-style-type: none"> – действие фактора на организм человека; – приведение допустимых норм с необходимой размерностью (со ссылкой на соответствующий нормативно-технический документ); – предлагаемые средства защиты (сначала коллективной защиты, затем – индивидуальные защитные средства)
2. Анализ выявленных опасных факторов проектируемой производственной среды в следующей последовательности:	<ul style="list-style-type: none"> – электробезопасность (источники, средства защиты); – пожаровзрывобезопасность (причины, профилактические мероприятия, первичные средства пожаротушения)

Дата выдачи задания для раздела по линейному графику	11.03.2019
--	------------

Задание выдал консультант:

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ассистент ОЯТЦ	Гоголева Т.С.	к.ф.-м.н		11.03.2019

Задание принял к исполнению студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM72	Пименов Никита		11.03.2019

Министерство науки и высшего образования Российской Федерации
 федеральное государственное автономное
 образовательное учреждение высшего образования
 «Национальный исследовательский Томский политехнический университет» (ТПУ)

Инженерная школа ядерных технологий

Направление подготовки 14.04.02 Ядерная физика и технологии

Уровень образования высшее

Отделение ядерно-топливного цикла

Период выполнения (весенний семестр 2018/2019 учебного года)

Форма представления работы:

Магистерская диссертация

(бакалаврская работа, дипломный проект/работа, магистерская диссертация)

КАЛЕНДАРНЫЙ РЕЙТИНГ-ПЛАН выполнения выпускной квалификационной работы

Срок сдачи студентом выполненной работы:	01.06.2019
--	------------

Дата контроля	Название раздела (модуля) / вид работы (исследования)	Максимальный балл раздела (модуля)
11.03.2019	<i>Выдача задания</i>	
12.03.2019	<i>Подбор и изучение литературных материалов по теме</i>	
25.03.2019	<i>Разработка модели</i>	
23.04.2019	<i>Расчет нейтронно-физических параметров проектируемого реактора</i>	
29.04.2019	<i>Расчет эффектов реактивности</i>	
01.06.2019	<i>Сдача работы</i>	

СОСТАВИЛ:

Руководитель ВКР

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Чертков Ю.Б.	к.ф.-м.н.		11.03.2019

СОГЛАСОВАНО:

Руководитель ООП

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Ядерные реакторы и энергетические установки	Кузнецов М.С.	к.т.н.		11.03.2019

РЕФЕРАТ

Выпускная квалификационная работа 92 с., 21 рис., 24 табл., 40 источников, 3 прил.

Ключевые слова: ядерный реактор, MCU, нейтронно-физический расчет, ВВЭР, отравление, дисперсионное ядерное топливо, интерметаллические соединения.

Объектом исследования является водо-водяной энергетический реактор с загрузкой дисперсионного ядерного топлива.

Цель работы – сравнительный анализ нейтронно-физических параметров топливной композиции на базе дисперсионного ядерного топлива для реактора ВВЭР-1200 с аналогичными параметрами керамического ядерного топлива для данной установки при использовании программного комплекса MCU5.

В процессе исследования проводились нейтронно-физические расчеты тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-1200 с выбранной загрузкой дисперсионного ядерного топлива.

В результате исследования были получены нейтронно-физические характеристики выбранной топливной композиции, оценено влияние нуклидного состава на воспроизводящие и размножающие свойства активной зоны реактора, рассчитано отравление и шлакование реактора.

Основные конструктивные, технологические и технико-эксплуатационные характеристики: ядерный реактор типа ВВЭР, тепловая мощность 3200 МВт, дисперсионное ядерное топливо $\text{UO}_2 + \text{ZrAl}_3$ с обогащением по U^{235} 4 %, конструкционный материал оболочек твэлов – Э110.

Область применения: ядерная энергетика.

Экономическая эффективность/значимость работы средняя, ввиду использования дорогостоящего программного обеспечения.

Перечень определений

Ядерный реактор: устройство, предназначенное для организации, управляемой самоподдерживающейся цепной реакции деления, сопровождаемой выделением энергии.

Кампания ядерного реактора: время работы реактора с одной и той же загрузкой ядерного топлива.

Кампания ядерного топлива: время, в течение которого топливо находится в реакторе.

Выгорание ядерного топлива: снижение концентрации любого нуклида в ядерном топливе, вследствие ядерных превращений этого нуклида при работе реактора.

Отравление ядерного реактора: процесс накопления в реакторе короткоживущих продуктов деления, участвующих в непроизводительном захвате нейтронов и тем самым снижающих запас реактивности реактора при их образовании.

Шлакование ядерного топлива: процесс накопления в работающем реакторе стабильных и долгоживущих продуктов деления, участвующих в непроизводительном захвате нейтронов и тем самым снижающих запас реактивности реактора.

Обозначения и сокращения

АЭС – атомная электростанция;

ВВЭР – водо–водяной энергетический реактор;

ТВС – тепловыделяющая сборка;

СУЗ – система управления и защиты;

ДЯТ – дисперсионное ядерное топливо;

ГПД – газообразные продукты деления.

Содержание

Введение.....	12
1 Обзор литературы	14
1.1 Преимущества и недостатки реактора ВВЭР	14
1.2 Дисперсионное ядерное топливо.....	16
1.3 Выбор материалов топлива	21
1.4 Программный комплекс MCU5TRU.....	27
2 Нейтронно-физический расчет ядерного реактора.....	31
2.1 Определение длительности кампании ядерного топлива	35
2.2 Накопление актиноидов в процессе кампании ядерного топлива	40
2.3 Оценка отравления ядерного реактора	42
2.3.1 Отравление Xe^{135}	43
2.3.2 Отравление Sm^{149}	47
2.4 Оценка шлакования ядерного реактора	49
3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение.....	53
3.1 Предпроектный анализ	53
3.1.1 Потенциальные потребители результатов исследования	53
3.1.2 Анализ конкурентных технических решений с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения.....	54
3.1.3 SWOT-анализ.....	55
3.2 Инициация проекта	57
3.3 Планирование управления научно-техническим проектом.....	59
3.3.1 План проекта.....	59
3.3.3 Реестр рисков проекта	68
3.4 Оценка сравнительной эффективности исследования	69
4 Социальная ответственность	73
4.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов.....	73
4.2 Обоснование и разработка мероприятий по снижению уровней опасного и вредного воздействия и устранению их влияния при работе на ПЭВМ	75

4.2.1 Организационные мероприятия.....	75
4.2.2 Технические мероприятия.....	75
4.3 Условия безопасной работы.....	78
4.4 Электробезопасность	80
4.5 Пожарная и взрывная безопасность	82
Заключение	84
Список публикаций студента.....	86
Список использованных источников	89
Приложение А	93

Введение

Главным требованием для глобального использования атомной энергии в промышленных масштабах является выполнение норм безопасности и надежности эксплуатации ядерных энергетических установок.

Для обеспечения данного фактора глобальное применение находят различные программные комплексы для проведения нейтронно-физических расчетов и моделирования ядерных процессов.

Данная тема актуальна, потому что проведение реального эксперимента намного опаснее моделирования его виртуального аналога с использованием программных средств. Применение программных комплексов обеспечивает решение поставленной задачи в более короткие сроки и с минимальным использованием ресурсов. Кроме того, это значительно упрощает процесс.

В современной атомной энергетике традиционно используется керамическое ядерное топливо, которое обладает существенным недостатком – низким коэффициентом теплопроводности. В такой топливной композиции существуют высокие температурные градиенты, что накладывает ограничение на ресурс его использования в ядерной установке. В связи с этим также актуальным направлением работы является разработка нового вида ядерного топлива, которое лишено данного недостатка при сохранении надежности и безопасности эксплуатации ядерной установки на заданном уровне.

Одно из возможных решений этой проблемы – применение дисперсионного ядерного топлива. У такого вида топлива значительно выше коэффициент теплопроводности, что дает возможность не только увеличить количество теплоты, уносимое теплоносителем, но и уменьшить термическое напряжение топливной таблетки, а значит – повысить безопасность применения ядерных энергетических установок.

В связи с актуальностью этой темы цель работы заключается в сравнительном анализе нейтронно-физических параметров топливной композиции на базе дисперсионного ядерного топлива для реактора ВВЭР-1200 в «горячем» состоянии с аналогичными параметрами керамического ядерного

топлива для данной установки при использовании программного комплекса MCSU5.

Для достижения цели определены следующие задачи:

- расчет запаса реактивности в начале кампании;
- определение спектра плотности потока нейтронов;
- определение длительности кампании ядерного топлива;
- расчет нуклидного состава ядерного топлива и продуктов деления;
- сравнительный анализ полученных нейтронно-физических параметров

дисперсионного и керамического ядерного топлива.

Научная новизна данной работы заключается в следующем: в работе произведено сравнение нейтронно-физических и теплофизических свойств дисперсионного и керамического ядерного топлива, что позволило оценить потенциал нового вида топлива и перспективы его использования в энергетических реакторных установках типа ВВЭР.

Результаты приводимого в данном проекте научного исследования могут быть применены в ядерной энергетике при проектировании реакторных установок с загрузкой дисперсионного ядерного топлива, а также при использовании данного вида топлива в энергетических реакторах.

1 Обзор литературы

1.1 Преимущества и недостатки реактора ВВЭР

Водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР) занимают важное место в развитии атомной энергетики Российской Федерации и всего мира. Реакторы типа ВВЭР относятся к самому распространенному типу реакторов с водой под давлением. В настоящее время в мире эксплуатируется 267 таких реакторов, из которых 53 относятся к типу ВВЭР. Атомные электростанции с реакторами такого типа успешно конкурируют с электростанциями, работающими на органическом топливе [1].

Ядерный реактор ВВЭР-1200 представляет собой вертикальный цилиндрический корпус с эллиптическим днищем, внутри которого размещены активная зона и внутрикорпусные устройства. Сверху реактор герметично закрыт крышкой с установленными на ней приводами механизмов и органов регулирования защиты ядерного реактора и патрубками для вывода кабелей датчиков внутриреакторного контроля. В верхней части корпуса имеются патрубки для подвода и отвода теплоносителя, а также патрубки для аварийного подвода теплоносителя при разгерметизации контура.

Реактор включает в себя:

- корпус;
- верхний блок с приводами;
- блок защитных труб;
- шахту;
- активную зону.

Материал деталей корпуса реактора типа ВВЭР-1200 – сталь 15Х2НМФА.

Нагрев воды осуществляется в активной зоне за счет энерговыделения при делении делящихся ядер в топливных элементах. Регулирование тепловыделением осуществляется перемещением органов регулирования с твердым поглотителем.

ВВЭР обладает следующими достоинствами:

- отработанная технология воды и ее доступность;
- высокие значения удельной и объемной мощностей при сравнительно небольших размерах и умеренных критических нагрузках ядерной установки;
- возможность использования схемы, состоящей из одного контура, с подачей пара теплоносителя первого контура в силовую установку;
- высокая замедляющая способность легкой воды при слабом рассеянии нейтронов водородом при высоких энергиях дает возможность обеспечивать высокое значение глубины выгорания при умеренных обогащениях топливной композиции;
- высокая степень внутренней устойчивости благодаря отрицательному плотностному коэффициенту реактивности.

Кроме того, данный реактор обладает некоторыми недостатками, присущими воде:

- большое сечение поглощения нейтронов легкой водой, что обуславливает применение обогащенной топливной композиции;
- высокое значение давления при энергетически приемлемых температурах;
- коррозионная активность и реакция с металлическим ядерным топливом, что обуславливает использование диоксида урана и нержавеющей конструкционных материалов.

Широкое применение установок типа ВВЭР объясняется несколькими причинами. К ним, прежде всего, необходимо отнести тот факт, что, обладая отличными теплопередающими свойствами, вода относительно просто и с малыми затратами мощности перекачивается насосами.

Легкая вода характеризуется хорошей замедляющей способностью, поэтому водо-водяные реакторы обладают небольшими размерами и обеспечивают высокие значения энерговыделения. Применение легкой воды как теплоносителя и замедлителя одновременно дает возможность создавать ядерные энергетические установки, относительно простые по устройству.

Лёгкая вода применяется также для организации пароводяного цикла во втором контуре.

В реакторах, где легкая вода используется как теплоноситель и замедлитель, существует возможность достижения отрицательного значения температурного коэффициента реактивности, что предотвращает произвольное увеличение плотности потока нейтронов в активной зоне [2].

Несмотря на указанные положительные качества воды, её применение в ядерных энергетических установках сопряжено и с рядом проблем. Довольно высокое значение поглощения нейтронов водой отрицательно влияет на баланс нейтронов в активной зоне и обуславливает использование только обогащенного урана.

Легкая вода реагирует с ураном и его соединениями при чрезвычайных ситуациях, поэтому тепловыделяющие элементы необходимо покрывать антикоррозионными покрытиями. При высоких значениях температуры необходимо подбирать конструкционные материалы с высокой коррозионной устойчивостью или обеспечить реализацию водно-химического режима, связывающего атомы кислорода, образующиеся в легкой воде при её радиолизе. Проблема подбора материалов с высокой коррозионной устойчивостью усложняется необходимостью обеспечивать высокие значения давления легкой воды при повышенных температурах, что, в свою очередь, усложняет конструкцию корпуса реактора и его отдельных узлов.

1.2 Дисперсионное ядерное топливо

В данной работе в качестве материала ядерного топлива принята топливная композиция, составляющая комбинацию из диоксида урана и алюминиды циркония $ZrAl_3$. Такой вид ядерного топлива называется дисперсионным.

Дисперсионным ядерным топливом называется специальное однородное по составу вещество, содержащее две и более фазы, из которых одна фаза – это

ядерное топливо, а вторая представляет собой нетопливный материал. Делящийся материал диспергируется в форме микрочастиц из металлов, их сплавов, интерметаллических соединений или соединений урана и плутония. Дисперсионное топливо изготавливается методом порошковой металлургии. Процессы деления в дисперсионном топливе и сопутствующие им повреждения сосредоточены в областях, занятых топливной фазой, в то время как нетопливная фаза должна оставаться неповрежденной. Таким образом, дисперсионное топливо реализует идею создания ядерного топлива с заданными выгодными теплофизическими и другими свойствами [3].

Неделящуюся фазу дисперсионного топлива называют матрицей. В качестве элементов матрицы возможно использование металлов, сплавов, интерметаллидных соединений.

Главное требование, предъявляемое к дисперсионному топливу – это сохранность матрицы от радиационных повреждений осколками деления.

Осколки деления, покидающие топливную частицу, проникают в матрицу на глубину порядка длины свободного пробега в ней.

Необходимым условием сохранения первоначальных свойств матрицы дисперсионного топлива является преобладание у нее неповрежденного объема.

Расстояние между частицами делящейся фазы сокращается с уменьшением радиуса частиц и ростом объемного содержания делящейся фазы. Следовательно, чем меньше частицы и чем больше их в дисперсионной композиции, тем больше будет объем матрицы, поврежденной осколками деления.

Помимо высказанных соображений, степень повреждения материала матрицы зависит еще от способности частиц топлива удерживать в себе продукты деления, в частности газообразные. Эта задача имеет, кроме прочих, одно инженерное решение. Оно состоит в том, что сферические частицы топливной фазы защищают многослойным покрытием.

Порошки диоксида урана могут быть покрыты тонкой пленкой тугоплавких материалов (ниобием, вольфрамом) или керамикой (окись алюминия, бериллия). По сравнению с металлическими покрытиями, керамические покрытия менее пластичны, поэтому в отдельных случаях наносятся металлокерамические покрытия. При этом последовательность слоев может быть разной. В качестве защитного покрытия топливных частиц с упомянутыми материалами широко применяется пироуглерод, называемый так потому, что наносится пиролитическим способом [4].

Несмотря на свою положительную роль, защитные покрытия все же не обеспечивают 100 % защиты матрицы от осколков деления, особенно таких, как барий и щелочноземельные элементы при высоких значениях температуры. Поэтому в топливные микрочастицы добавляют специальные вещества, способствующие переводу данных элементов в стойкие химические соединения.

Топливные керметы редко содержат более 40 % топлива по объему. Такое топливо имеет плохие бридерные свойства, поскольку матрица поглощает большое число нейтронов. Оно пригодно, в основном, для реакторов на тепловых нейтронах.

Топливные сердечники обычно получают металлокерамическими методами. Матрицы в таких сердечниках могут быть на основе алюминия, нержавеющей стали, жаропрочных сплавов и графита. Топливосодержащая фаза композиций выполняется из UO_2 , PuO_2 , UC и других соединений урана и плутония. Данный метод обладает рядом технологических преимуществ:

- он является единственным методом, который позволяет получить сердечники из дисперсионной композиции, состоящей из металлической матрицы и керамического топлива, или дисперсионной композиции со сложной структурой, в которой каждая топливная частица заключена в оболочку (металлическую, графитовую, керамическую);
- дает минимальные отходы материала;

- топливные частицы равномерно распределены по объему матрицы, даже при значительной разнице в их удельных массах;

- метод успешно используется в том случае, когда сердечники из композиции повышенной хрупкости не могут быть обработаны давлением.

Технологический процесс изготовления топливного сердечника металлокерамическими методами состоит из четырех этапов:

- предварительная подготовка порошкообразных соединений материалов топливосодержащих фаз;

- получение смеси порошков топлива и матриц, входящих в состав дисперсной композиции;

- формирование сердечника различными технологическими методами (прессование в пресс-формах, гидростатическое прессование, мундштучное прессование, прессование взрывом, горячее прессование, шликерное литье и др.);

- термообработка полученных сердечников.

Дисперсионное ядерное топливо – одна из перспективных топливных композиций для развития ядерной энергетики. Преимуществом дисперсионного ядерного топлива является высокая радиационная стойкость и высокие коэффициенты теплопроводности, а также способность удерживать продукты деления в топливном сердечнике небольшими не перекрывающимися друг друга зонами радиационных повреждений матричного материала. Такие области не должны перекрываться между собой для того чтобы обеспечить разобщенность продуктов деления, что препятствует возникновению газообразных продуктов деления и выходу продуктов деления из топливной таблетки.

Тепловыделяющие элементы из дисперсионного ядерного топлива изготавливаются в виде тонких пластин, труб, ребристых стержней и т.д. Благодаря многообразию матричных и делящихся материалов создаются дисперсионные топливные композиции с высокими эксплуатационными параметрами, которые существенно превышают соответствующие параметры для металлических и керамических топливных композиций. Дисперсионное

ядерное топливо с матрицей, изготовленной из металла, обладает хорошими прочностными и теплопроводящими свойствами. Данный вид топлива устойчив к коррозии во многих теплоносителях, хорошо удерживает продукты деления, сохраняет свои формы и размеры под воздействием ионизирующего излучения, и обеспечивает достижение высоких значений глубины выгорания.

Таким образом, ДЯТ сочетает в себе прочность керамического топлива с пластичностью матричного материала и его хорошими ядерно-физическими и противокоррозионными свойствами. Процессы деления и сопровождающие их повреждения сосредоточиваются почти полностью в делящейся фазе, окруженной матрицей. Однако часть матрицы, соприкасающаяся с делящимся веществом, подвержена действию продуктов деления.

У дисперсионных тепловыделяющих элементов при хорошей теплопроводности матричного материала, обеспечивающей надежный тепловой контакт между топливом и оболочкой, существенно уменьшается температура в центре топливного сердечника. Уменьшение градиента температур позволяет успешнее эксплуатировать тепловыделяющие элементы в маневренных режимах, сделать их более надежными при возникновении чрезвычайных ситуаций, а также снизить риск их разгерметизации.

К недостаткам ДЯТ относят необходимость больших экономических затрат на изготовление и обогащение такого вида топлива до значений, превышающих значения для керамического ядерного топлива, традиционно используемого в энергетических реакторных установках. Необходимость высокого обогащения такого вида топлива обусловлено наличием неделящихся ядер, которые вносят некоторый вклад в «паразитное» поглощение нейтронов. Сохранение форм и размеров данного вида топлива вследствие ионизирующего излучения, значимое для обеспечения высоких значений глубины выгорания, может быть определено многими факторами, такими как структура, природа, свойства, совместимость и радиационная стойкость топливных микрочастиц и матричных материалов, конструкция тепловыделяющих элементов и условия их эксплуатации.

Низкое значение концентрации делящегося вещества в топливной таблетке дисперсионного тепловыделяющего элемента требует увеличения массовой доли ядерного горючего, что, в свою очередь, обуславливает уменьшение коэффициента конверсии ядерного топлива.

1.3 Выбор материалов топлива

Для того чтобы подобрать материалы для дисперсионной топливной композиции необходим всесторонний анализ многих факторов, оказывающих влияние на эксплуатации тепловыделяющего элемента. К таким факторам можно отнести тип реакторной установки, спектр энергий нейтронов, температурный режим активной зоны, материал теплоносителя и т.д. Кроме того, необходимо проанализировать и сравнить свойства топливных и матричных материалов. Такие положительные характеристики, как высокая теплопроводность, радиационная и коррозионная устойчивость, дешевизна, отличные механические характеристики в широком диапазоне температур, химическая совместимость должны быть присущи всем компонентам дисперсионной композиции. Кроме того, топливные и матричные материалы обладают некоторыми особенностями индивидуального характера, обусловленными различным функциональным назначением [5].

Объемная доля матричного материала в дисперсных композициях может достигать до 80 % и более [6]. Соответственно, нужно подобрать матричный материал с низким сечением поглощения тепловых нейтронов для того, чтобы обеспечить необходимый запас реактивности реакторной установки при минимально возможном обогащении топливной композиции.

Требования к материалам дисперсных ТВЭЛов предъявляются такие же, как и к любым реакторным материалам. Кроме того, очень важна химическая и механическая совместимость матричного и топливного материала. При определенных условиях некоторые материалы могут вступать в химические реакции, что может повлиять на их свойства. Отсутствие физико-химического

взаимодействия – важный критерий для подбора материалов дисперсионной топливной композиции.

Предельно допустимый уровень подъема температуры активной зоны реакторной установки и поведение в чрезвычайных ситуациях определяется температурой плавления материала нетопливной фазы [5]. Аллотропические превращения, которые происходят с изменениями объема, нельзя допускать в интервалах рабочей температуры активной зоны реакторной установки, а также в интервалах разогрева и охлаждения.

Значения коэффициента теплопроводности и модуля упругости, а также коэффициента термического расширения матричных материалов определяют уровень термических напряжений в матричном материале и оболочке тепловыделяющего элемента. Для эффективной теплопередачи от ядерного топлива к теплоносителю необходим материал матрицы и оболочки тепловыделяющего элемента, обладающий хорошей теплопроводностью. Материалы матрицы с высоким значением теплоемкости позволяют снижать скорость увеличения температуры тепловыделяющих элементов и активной зоны, что положительно отражается на аварийной безопасности и надежности реакторной установки.

Существенное значение имеет контактная проводимость, которая обеспечивается хорошим соединением диспергированных топливных частиц с материалом матрицы. Степень расслоения топливной и нетопливной фаз определяется разными значениями коэффициента теплового расширения. Однако у матриц с высоким значением коэффициента теплопроводности малая степень расслоения не будет оказывать влияние на эксплуатацию тепловыделяющего элемента.

Для того чтобы избежать растрескиваний вследствие градиентов температуры и последующего формоизменения, матричный материал должен иметь такие качества, как высокая прочность и пластичность при рабочих температурах активной зоны. Такая матрица способна на предельном уровне

механических и термических напряжений удерживать газообразные продукты деления и сохранять целостность тепловыделяющего элемента.

Периодические изменения уровня мощности ядерной энергетической установки, остановки и запуски обуславливают соответствующие изменения температуры, поэтому конструкционные материалы дисперсионного твэла должны обладать высоким сопротивлением термической усталости. Для сопротивления газовому распуханию ядерного топлива также предпочтителен такой матричный материал, который имеет необходимую прочность при низких и сопротивление ползучести при высоких температурах.

Влияние нейтронного облучения и продуктов деления ухудшают механические свойства конструкционных материалов. Данные изменения дисперсионного ядерного топлива обуславливают досрочное истощение ресурса работоспособности тепловыделяющего элемента. По данной причине важнейшей характеристикой для матричного материала дисперсионной топливной композиции является степень изменения первоначальных свойств при облучении, т.е. радиационная стойкость.

В реальных дисперсных топливных композициях важно также принимать во внимание физико-химическое взаимодействие топливных и матричных материалов, которое вызывает изменение размеров, нежелательных с точки зрения стойкости тепловыделяющего элемента. Обычно материалы выбираются таким образом, чтобы при стационарных эксплуатационных режимах тепловыделяющих элементов любое взаимодействие отсутствовало. При этом необходимо учитывать вероятность локального повышения температуры, которое может вызвать активацию взаимодействия компонентов ядерного топлива. В матрицах со сложным составом радиация может снижать температуры фазовых превращений и увеличивать скорость диффузионных процессов, вызывая при этом структурно-фазовые изменения.

Материалы матрицы, применяемые в дисперсионном ядерном топливе, должны иметь высокую стойкость в различных теплоносителях. Несмотря на то, что рабочие температуры оболочки и матрицы в дисперсионных

тепловыделяющих элементах обычно невелики, коррозионные процессы могут привести к их разгерметизации.

В таблице 1.1 представлены основные физические характеристики конструкционных материалов, которые возможно применять в качестве матрицы дисперсионного ядерного топлива.

Таблица 1.1 – Потенциальные матричные материалы для дисперсионной топливной композиции (данные для $P = 1$ атм. и $t = 20/1000$ °C) [5]

Материал	Плотность, г/см ³	Температура плавления, °C	Коэффициент теплового расширения, 10 ⁻⁶ /K	Коэффициент теплопроводности, Вт/(м·K)
Алюминий	2,70	660	23,1/34*	235/282*
Цирконий	6,51	1855	5,7	23/20
Железо	6,98	1538	11,8/13,2	80/39
Никель	8,91	1455	13,4/18,2	91/56
Ниобий	8,57	2477	7,3/8,4	54/70
Тантал	16,65	3017	6,3/8,2	57/71
Молибден	10,28	2623	4,8/5,3	162/159
Вольфрам	19,25	3422	4,5/5,1	130/115
Ni ₃ Al	7,53	1385	12,5	28,85
Fe ₃ Al	6,50	550	8,1	7
FeAl	5,60	1255	7,0	17
TiAl	3,90	1450	11,43/14,0	18
ZrAl ₃	5,50	1580	12,1	41,87

Примечание: * – Данные для температуры 650 °C

Алюминий и его сплавы широко используются в качестве матрицы дисперсионной топливной композиции для ТВЭЛов исследовательских реакторов из-за хороших ядерных и теплофизических свойств, а также отличных технологических качеств. Преимуществами алюминия перед остальными представленными материалами являются низкая стоимость, технологичность, низкое значение сечения поглощения, высокое значение коэффициента теплопроводности, стойкость в воде (возможно применение в

ядерных реакторах с водным теплоносителем), незначительные радиационные повреждения. Однако алюминий обладает такими недостатками, как низкая прочность и неудовлетворительная коррозионная стойкость, а также низкое значение температуры плавления. Алюминий и его сплавы при облучении практически не теряют пластичность.

При большой плотности теплового потока необходим материал матрицы дисперсионного ядерного топлива с более высокой, чем у алюминия, температурой плавления. Таким материалом является цирконий. Широкое применение цирконий как матричный материал нашел в реакторах корабельных ядерных энергетических установок.

Цирконий и его сплавы широко применяются в атомной энергетике благодаря совокупности своих свойств: ядерно-химических и технологических. Преимуществами циркония как матричного материала можно назвать высокие значения температуры плавления и механической прочности при высоких температурах, отличные антикоррозионные свойства в воде и паре, технологичность и экономичность. Тем не менее, эти свойства проявляются, если цирконий очищен от гафния, с которым он обычно находится в природе. Перед применением в атомной технике цирконий обычно подвергается йодному рафинированию. Кроме того, цирконий недостаточно устойчив к коррозии при высоких температурах, имеет низкие значения коэффициента теплопроводности и обладает анизотропией свойств, достаточно дорог и реагирует с газами (O, N, H, водяной пар) при высоких значениях температуры [6].

Значительное влияние на свойства циркония и его сплавов оказывает облучение. При облучении циркониевых сплавов происходит снижение их пластичности.

В ядерной технологии цирконий и его сплавы широко используются в качестве материалов оболочек твэлов. Крайне ограничены сведения об использовании этих материалов в качестве инертных матриц дисперсионных композиций ядерного топлива. Тем не менее, в работе [5] указывается, что при

оценке работоспособности циркония и его сплавов в дисперсионном ядерном топливе необходимо учитывать, что рабочая температура топливного сердечника выше, чем температура оболочки твэла. Особенно это важно при оценке совместимости ядерного топлива и матрицы.

В данной работе в качестве матричного материала рассматриваются интерметаллиды, а именно алюминиды циркония, так как этот класс соединений обладает уникальным сочетанием физико-механических свойств, таких как высокая температура плавления, низкая плотность, высокий коэффициент теплопроводности, отличные прочностные характеристики, сопротивление ползучести и радиационная стойкость. Тем не менее, хрупкость интерметаллидных соединений при определенных температурах может накладывать ограничения на область их использования.

Сплавы с алюминием наиболее прочные из всех сплавов циркония, но меньше сопротивляются окислению, чем чистый цирконий [7].

Одним из важнейших факторов является совместимость ядерного топлива с матричным материалом, определяющая сохранение размеров тепловыделяющего элемента. Обычно ядерное топливо выбирается таким образом, чтобы его физико-химическое взаимодействие с матричным материалом отсутствовало или происходило при температурах, заведомо превышающих рабочие температуры в тепловыделяющем элементе. Тем не менее необходимо иметь в виду, что выгорание топлива, сопровождающееся накоплением продуктов деления, может уменьшать значения температур начала физико-химического взаимодействия компонентов дисперсионной топливной композиции.

Сопротивление ядерного топлива коррозии в теплоносителе имеет большое значение при разгерметизации тепловыделяющего элемента. Высокая степень коррозионной устойчивости предотвращает в данном случае вынос ядерного топлива в тракт теплоносителя и обеспечивает низкие скорости нарастания его радиоактивности.

Существенно увеличивает стойкость дисперсионных топливных композиций применение топливных частиц с нанесенными на них покрытиями из металлов, графита или керамики. Последние существенно понижают выход продуктов деления в матрицу.

1.4 Программный комплекс MCU5TPU

Для оценки и понимания физических процессов, происходящих в ядерном реакторе, применяются различные программные комплексы. В настоящее время при проектировании ядерного реактора одним из первых этапов является моделирование его компьютерного аналога. В данной работе для проведения нейтронно-физического расчета ядерного реактора ВВЭР-1200 используется программный комплекс MCU5TPU.

Программа MCU5TPU предназначена для моделирования процессов переноса нейтронов и фотонов аналоговыми и неаналоговыми методами Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных в системах с трехмерной геометрией с учетом изменения изотопного состава материалов.

Под методом Монте-Карло понимается численный метод решения математических задач при помощи моделирования случайных величин.

Данный метод применяется для решения задач и описания процессов, связанных с распространением частиц в среде и взаимодействием излучения с веществом.

Моделирование по Монте-Карло подразумевает прямой расчет траекторий отдельных частиц, основанный на вероятностном описании различных процессов. Для получения статистически достоверных результатов и значений моделирование индивидуальных траекторий повторяется большое количество раз.

Метод Монте-Карло – это универсальный метод, используемый для расчёта переноса излучений. Как правило, программы, реализующие метод

Монте-Карло, позволяют моделировать трёхмерные системы с произвольной геометрией, применяя комбинаторный подход, основанный на описании сложных пространственных форм комбинациями простых тел или поверхностей с помощью теоретико-множественных операций пересечения, дополнения и объединения. При расчёте данные программы используют константы непосредственно для нуклида, то есть память затрачивается только на хранение информации для присутствующих в материалах нуклидов. При этом константы используются не групповые, а поточечные, что обеспечивает возможность моделирования с непрерывным слежением за энергией частицы. Для описания резонансов часто встречающихся нуклидов можно использовать их теоретическое описание в виде формул.

Основное преимущество метода Монте-Карло над другими методами в следующем: возможность точного описания любой геометрии и использования не групповых, а поточечных констант. Это дает возможность сократить до минимума числоиспользуемых при расчёте приближений, что позволяет говорить о методе Монте-Карло как о численном эксперименте, способном заменить эксперимент реальный. Направление полёта частиц также моделируется без какой-либо дискретизации.

Основной недостаток метода – время, затрачиваемое на получение результата. Однако данный метод отлично работает на многопроцессорных кластерах и даже сетях электронно-вычислительных машин. Он получает всё большее распространение благодаря своей универсальности и увеличению мощностей вычислительной техники.

Программа MCU5TPU позволяет моделировать системы, состоящие из объемных элементов практически произвольной формы. В геометрическом модуле программы используется комбинаторный подход, основанный на описании сложных пространственных форм комбинациями простых тел и поверхностей с помощью операций пересечения, дополнения и объединения. Имеется некоторый набор типов тел-примитивов. Для каждого такого типа тел

задаются параметры, полностью описывающие форму конкретного тела и его положение в пространстве. В геометрическом модуле возможно задание решеток, которые получаются размножением некоторых исходных элементов, заданных с помощью комбинаторики. Другим инструментом, позволяющим формировать геометрию системы повторяющихся объектов (элементов), являются так называемые сети. Использование решеток и сетей радикально упрощает задание геометрии и экономит оперативную память компьютера

Константное обеспечение программы составляет библиотека MCUDB.

Программный комплекс имеет модульную структуру и komponуется из следующих модулей:

- модуля управления, выполняющего функции монитора;
- транспортного модуля, моделирующего траектории частиц в системе;
- составного физического модуля, предназначенного для розыгрыша взаимодействия частиц с веществом на базе данных библиотеки MCUDB;
- геометрического модуля, моделирующего прямолинейные участки траекторий между столкновениями;
- модуля регистрации, позволяющего рассчитывать широкий набор функционалов нейтронного потока;
- модуля источников, моделирующего фазовые координаты частиц источника;
- модуля оборудования, включающего в себя программы, которые могут зависеть от типа компьютера и операционной системы;
- модуля выгорания, позволяющего рассчитывать изменения изотопного состава материалов реактора в процессе кампании [8].

Физический модуль программы позволяет проводить моделирование столкновений частиц с веществом на базе перечисленных систем констант, при этом возможно применение различных моделей взаимодействия нейтронов и фотонов.

Таким образом, MCU5TPU позволяет создавать и выполнять физические расчеты для систем любой сложности, которая необходима для осуществления моделирования реакторов всех известных типов и классов.

2 Нейтронно-физический расчет ядерного реактора

Для расчета в качестве начальных данных приняты геометрические параметры тепловыделяющей сборки (ТВС) ядерного реактора ВВЭР-1200 (таблица 2.1). Общее число ТВС в активной зоне реактора – 163. Каждая состоит из 312 тепловыделяющих элементов и имеет 18 трубчатых каналов для входа рабочих органов СУЗ. В качестве материала топлива принята топливная композиция, составляющая комбинацию из диоксида урана и алюминид циркония $ZrAl_3$ в соотношении 2:3.

Таблица 2.1 – Значения исходных данных

Параметр	Значение параметра
Тип реактора	ВВЭР
Электрическая мощность, МВт	1200
Материал топлива	UO_2+ZrAl_3
Плотность топливной части, г/см ³	10,2
Плотность матрицы, г/см ³	5,5
Обогащение топлива по U-235, %	4
Теплоноситель-замедлитель	H ₂ O
Температура теплоносителя на входе, °C	299
Температура теплоносителя на выходе, °C	330
Температура топлива, °C	510
Температура оболочки, °C	400
Материал оболочки	Э110
Радиус топливной таблетки, см	0,39
Наружный радиус твэла, см	0,455
Внутренний радиус оболочки, см	0,39
Шаг расстановки твэлов, см	1,275
Шаг расстановки ТВС, см	23,5
Объемная доля топлива в топливной таблетке	0,4

Элементарная ячейка и тепловыделяющая сборка данного реактора изображены на рисунках 2.1-2.2 соответственно, где синим цветом обозначен

замедлитель-теплоноситель (H_2O), зеленым – оболочка твэла (Э110), голубым – топливо ($\text{UO}_2+\text{ZrAl}_3$).

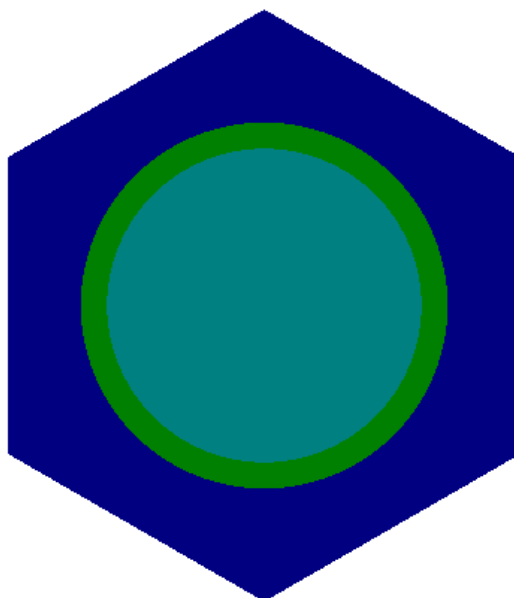


Рисунок 2.1 – Геометрическая модель элементарной ячейки реактора

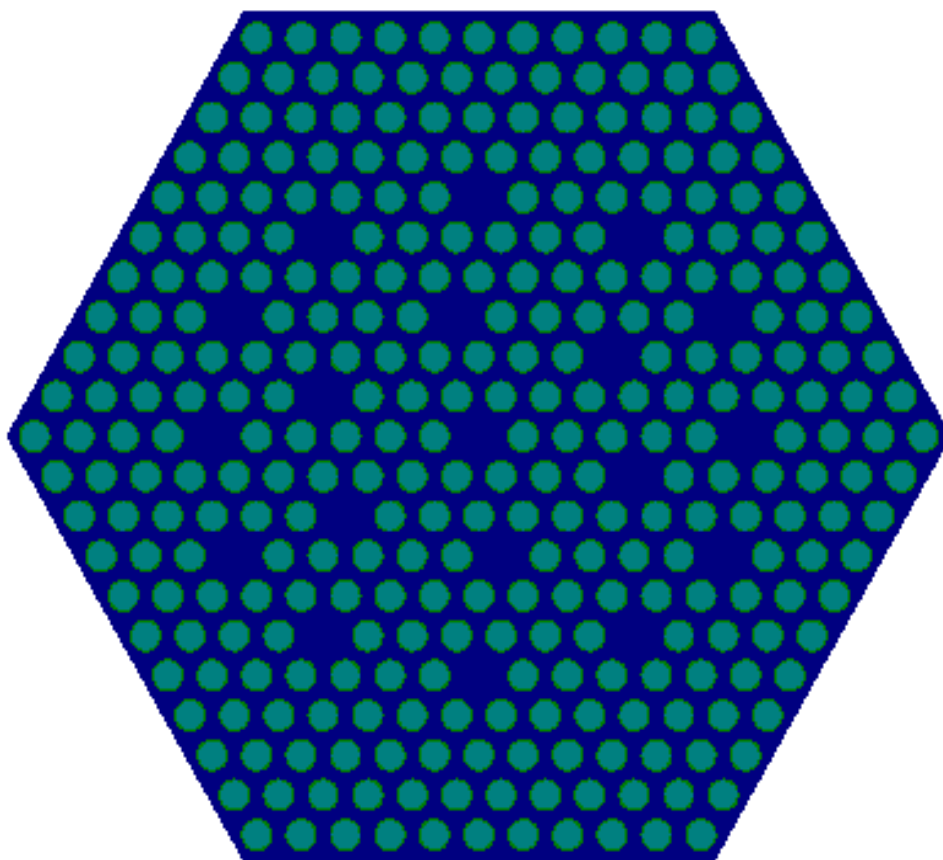


Рисунок 2.2 – Геометрическая модель тепловыделяющей сборки реактора

В данной программе был произведен расчет «горячего» состояния ядерного реактора при стандартных размерах элементарной ячейки и определен эффективный коэффициент размножения нейтронов $k_{эф} = 1,355$.

Получен спектр плотности потока нейтронов в абсолютных единицах в зависимости от энергии нейтронов. Он изображен на рисунке 2.3.

Плотность потока нейтронов равна:

$$\Phi_{\Sigma} = 5,745 \cdot 10^{14} \text{ нейтр.}/(\text{см}^2 \cdot \text{см}^1).$$

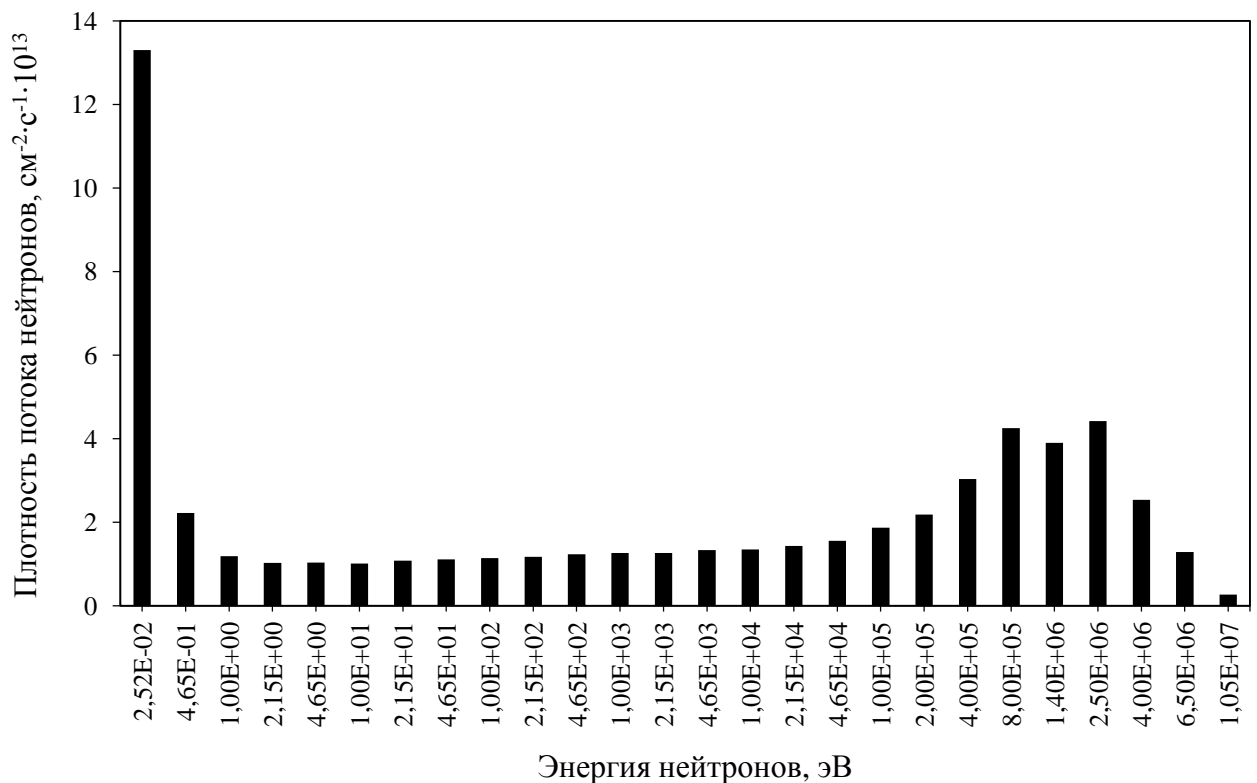


Рисунок 2.3 – Спектр плотности потока нейтронов

Определим начальный запас реактивности:

$$\rho = \frac{k_{эф} - 1}{k_{эф}}, \quad (2.1)$$

$$\rho = \frac{1,355 - 1}{1,355} \cdot 100 = 26,199 \% .$$

Данный запас реактивности обеспечивает эксплуатацию ядерного реактора в течение всей кампании и используется для компенсации эффектов выгорания, отравления и шлакования.

Определим жесткость спектра плотности потока нейтронов:

$$\gamma = \frac{\Phi_{н.т.}}{\Phi_{т.}}, \quad (2.2)$$

где $\Phi_{н.т.}$ – плотность потока надтепловых нейтронов, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$;

$\Phi_{т.}$ – плотность потока тепловых нейтронов, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

$$\gamma = \frac{4,414 \cdot 10^{14}}{1,330 \cdot 10^{14}} = 3,319.$$

Для сравнения полученных нейтронно-физических характеристик дисперсионной топливной композиции со штатным керамическим топливом из двуокиси урана необходимо составить таблицу. Данные для керамического ядерного топлива получены также с использованием программного комплекса MC5TRU.

Таблица 2.2 – Нейтронно-физические характеристики UO_2 и $\text{UO}_2 + \text{ZrAl}_3$

Параметр	Топливная композиция	
	UO_2	$\text{UO}_2 + \text{ZrAl}_3$
Эффективный коэффициент размножения нейтронов	1,351	1,355
Начальный запас реактивности, %	25,981	26,199
Жесткость спектра нейтронов	9,230	3,319
Плотность потока тепловых нейтронов, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	$4,497 \cdot 10^{13}$	$1,330 \cdot 10^{14}$

Низкое обогащение данной топливной композиции по U^{235} , а также низкое значение объемной доли топливной части, обуславливают мягкость полученного спектра и высокое значение плотности потока тепловых нейтронов по сравнению с керамическим топливом. Данная топливная композиция обладает низким значением концентрации делящихся ядер,

которые поглощают тепловые нейтроны, при этом паразитное поглощение на ядрах матрицы ничтожно мало.

Низкое значение объемной доли топливной части обусловлено необходимостью сохранения матрицы от радиационных повреждений осколками деления. Главным условием сохранения первоначальных свойств матрицы является преобладание у нее неповрежденного объема.

Что касается эффективного коэффициента размножения и запаса реактивности, то значения данных характеристик для дисперсионной композиции превышают значения для штатного керамического топлива. Это может быть обусловлено разностью рабочих температур топливных композиций при эксплуатации реакторной установки на номинальной мощности. Повышение температуры топлива приводит к возрастанию роли эффекта Доплера, т.е. к уширению резонансов в зависимости сечения поглощения от энергии [11]. Таким образом, при увеличении температуры топлива увеличиваются эффективные резонансные интегралы поглощения.

Средняя температура керамического топлива на основе UO_2 при работе реактора на номинальной мощности приблизительно равна $T = 1035\text{ }^\circ\text{C}$, в то время как средняя температура дисперсионной топливной композиции на основе $\text{UO}_2 + \text{ZrAl}_3$ при таких же условиях равна $T = 510\text{ }^\circ\text{C}$. Соответственно, вероятность для нейтрона избежать резонансного захвата в дисперсионном топливе выше, чем в керамическом топливе, что обусловлено эффектом Доплера. Следовательно, эффективный коэффициент размножения нейтронов и запас реактивности также будут выше.

2.1 Определение длительности кампании ядерного топлива

В результате расчета было определено значение длительности кампании ядерного топлива $t = 250$ эф. сут. Расчет проводился до того момента, пока сохранялось критическое состояние ядерного реактора ($k_{\text{эф}} = 1$).

Динамика изменения величины запаса реактивности в процессе эксплуатации ядерного топлива изображена на рисунке 2.4.

Данный запас реактивности обеспечивает эксплуатацию ядерного реактора в течение всей кампании ядерного топлива и используется для компенсации эффектов выгорания, отравления и шлакования.

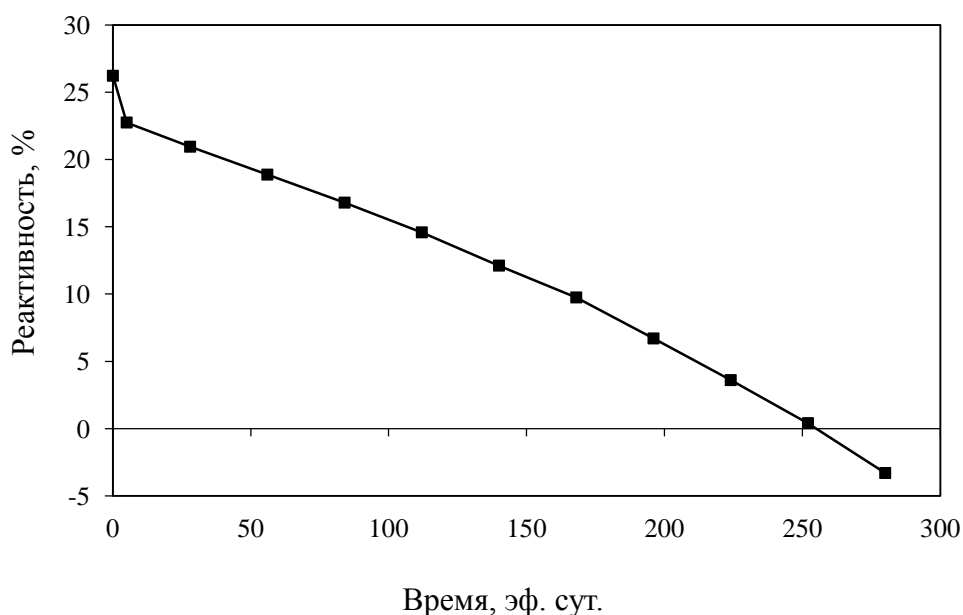


Рисунок 2.4 – Изменение запаса реактивности в процессе эксплуатации ядерного топлива с обогащением 4 %

Низкое значение длительности кампании ядерного топлива обусловлено низким обогащением топлива по U^{235} . Для целесообразности применения данной топливной композиции в энергетических ядерных реакторах необходимо повысить долю U^{235} в ядерном топливе.

Для сравнения был проведен расчет длительности кампании с загрузкой керамического топлива аналогичного обогащения. Длительность кампании составила 830 эф. сут., что близко к реальному значению для реактора ВВЭР-1200. Динамика изменения величины запаса реактивности в процессе эксплуатации керамического ядерного топлива изображена на рисунке 2.5.

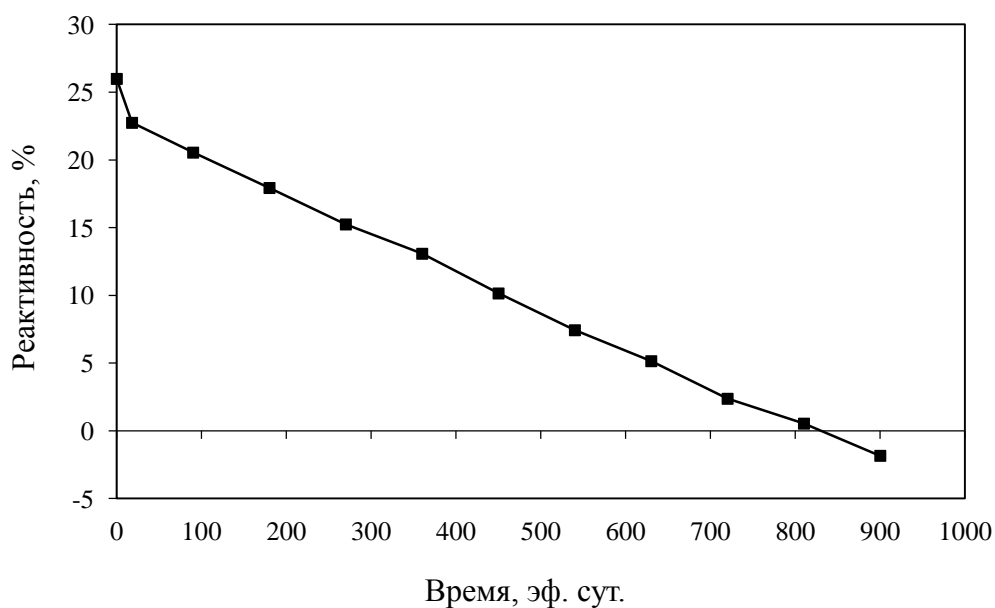


Рисунок 2.5 – Изменение запаса реактивности в процессе эксплуатации керамического ядерного топлива с обогащением 4 %

Соответственно, было принято решение повысить обогащение выбранной топливной композиции до 10 % и 15 % по U^{235} для того, чтобы увеличить длительность кампании ядерного топлива.

Динамика изменения величины запаса реактивности в процессе эксплуатации ядерного топлива повышенного обогащения изображена на рисунках 2.6-2.7.

Исходя из полученных данных, по графику можно приблизительно определить длительность кампании для выбранного топлива повышенного обогащения. Для топлива с обогащением, равным 10 %, значение данной величины равно 780 эф. сут., что близко к значению аналогичной величины для трехлетнего эксплуатационного цикла ВВЭР-1200 с загрузкой керамического топлива. Для топлива с обогащением, равным 15 %, значение длительности кампании равно 1170 эф. сут., что превышает значение аналогичной величины для четырехлетнего эксплуатационного цикла ВВЭР-1200 с загрузкой керамического топлива на 90 эф. сут. Соответственно, можно сделать вывод о том, что исследуемая дисперсионная топливная композиция может быть

применена в реакторной установке ВВЭР-1200 с условием повышения обогащения в ней.

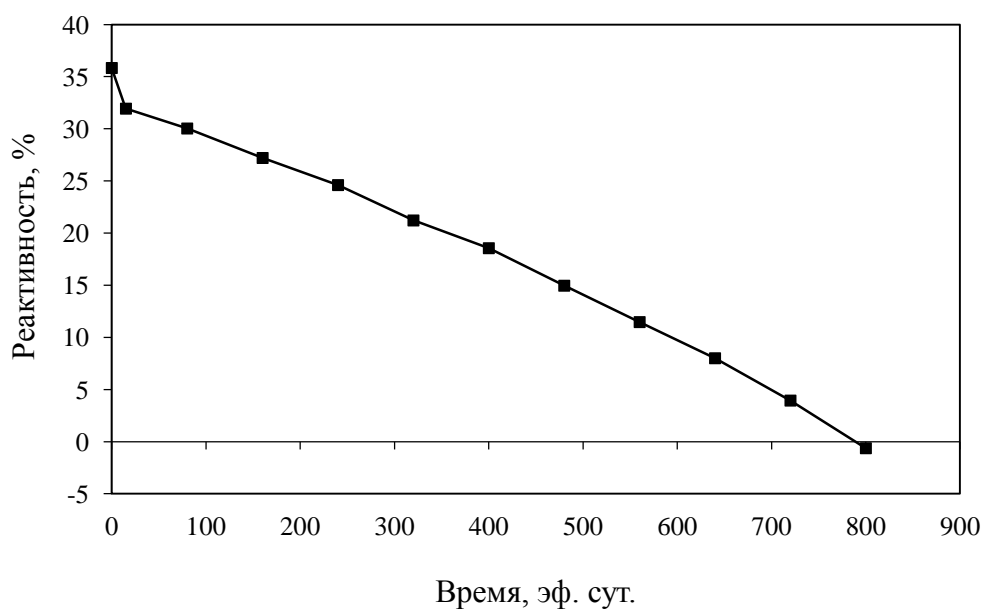


Рисунок 2.6 – Изменение запаса реактивности в процессе эксплуатации ядерного топлива с обогащением 10 %

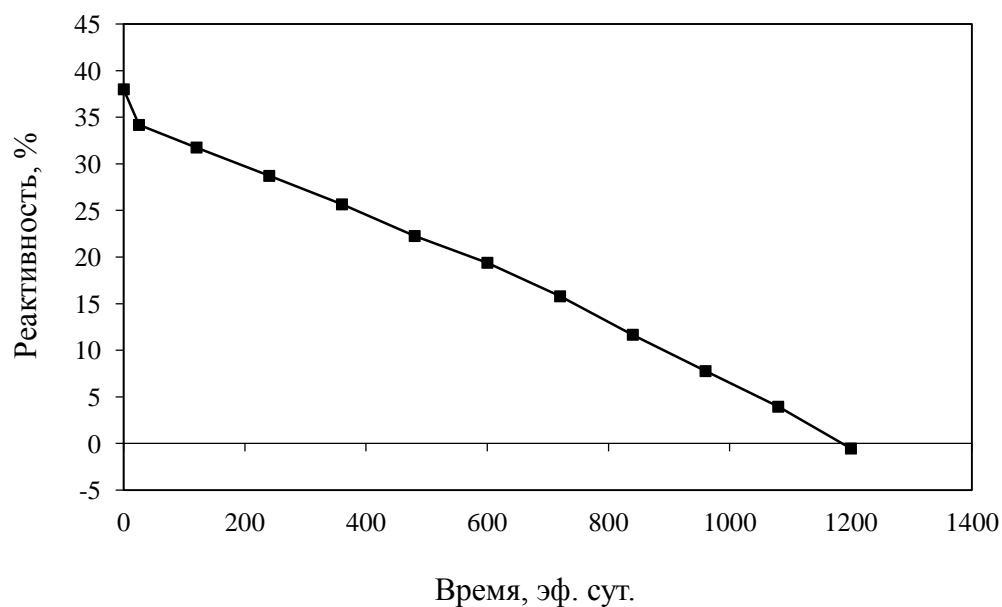


Рисунок 2.7 – Изменение запаса реактивности в процессе эксплуатации ядерного топлива с обогащением 15 %

В процессе работы в ядерном реакторе непрерывно протекают процессы, вызывающие изменение нуклидного состава материалов активной зоны. Подавляющая часть таких процессов вызвана взаимодействием нейтронов с ядрами топлива.

Динамика накопления изотопов плутония и выгорания U^{235} изображена на рисунках 2.8-2.9. Выгоранием U^{238} можно пренебречь ввиду малого изменения концентрации его ядер. Стоит отметить, что вид кривых выгорания и накопления данных изотопов для керамического топлива практически идентичен виду аналогичных кривых для выбранной дисперсионной топливной композиции.

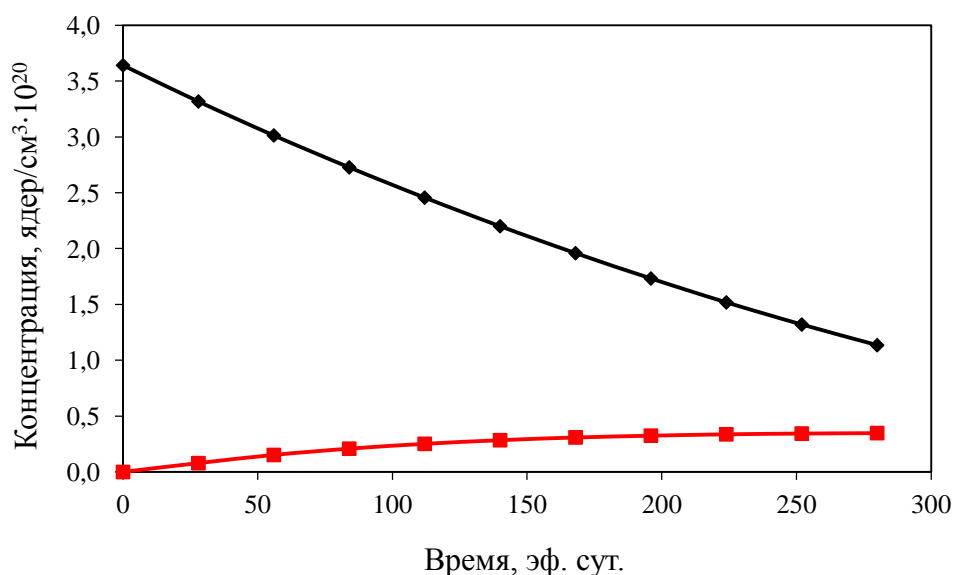


Рисунок 2.8 – Динамика изменения $N_{U^{235}}$ и $N_{Pu^{239}}$ в процессе эксплуатации ядерного топлива: – U^{235} ; – Pu^{239}

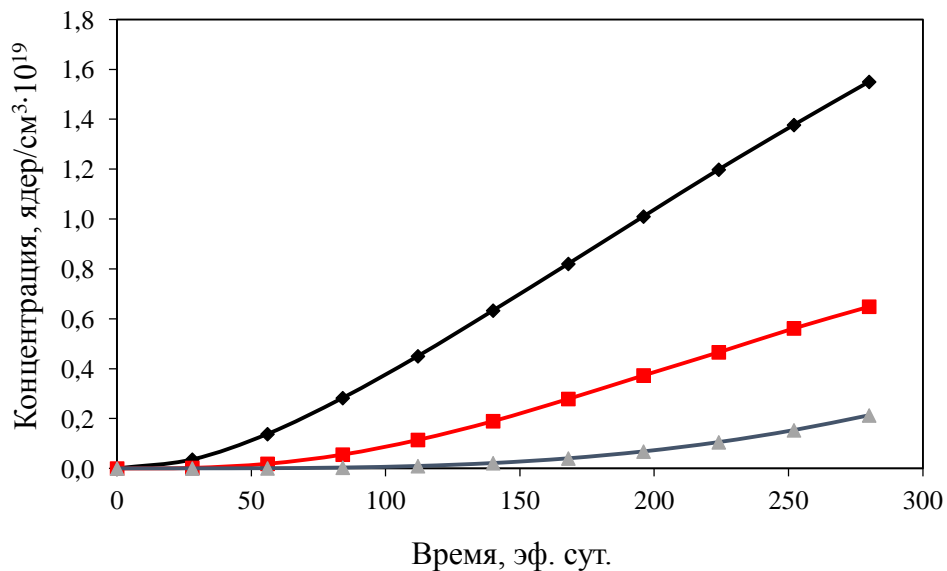


Рисунок 2.9 – Динамика изменения $N_{Pu^{240}}$, $N_{Pu^{241}}$ и $N_{Pu^{242}}$ в процессе эксплуатации ядерного топлива: – Pu^{240} ; – Pu^{241} ; – Pu^{242}

Видно, что в процессе эксплуатации ядерного реактора изотопы плутония накапливаются и вносят некоторый вклад в реакцию деления. Среди них стоит выделить делящиеся материалы Pu^{239} и Pu^{241} . Кроме того, концентрация ядер Pu^{239} приблизительно через 150 суток после пуска ядерного реактора достигает своего стационарного значения. Данный факт обусловлен тем, что в начале кампании концентрация его ядер мала, и этот элемент выгорает очень медленно. Но со временем большее количество ядер Pu^{239} участвуют в реакциях поглощения (деления), и на заключительном этапе кампании скорость его воспроизводства становится равной скорости выгорания. Концентрация ядер остальных изотопов плутония настолько мала, что скорость их накопления выше скорости выгорания в течение всего периода кампании ядерного топлива [7].

2.2 Накопление актиноидов в процессе кампании ядерного топлива

Главным процессом, протекающим в ядерном реакторе, безусловно, является реакция деления ядер. Часть нейтронов, возникающих при делении,

захватывается ядрами актиноидов, в результате чего образуются более тяжелые изотопы. Испытывая β -превращения, они дают начало цепочкам образования нуклидов со все увеличивающимися порядковыми номерами. В целом в результате ядерных реакций под действием нейтронов, а также радиоактивных превращений в облученном топливе накапливается более 50 актиноидов [18]. Наиболее важные из них: уран, плутоний, нептуний, кюрий и америций.

В основном актиноиды имеют большой период полураспада и, следовательно, относительно низкую удельную активность. Их вклад в суммарную дозу γ -излучения работающего реактора незначителен и не превышает 5 %, но их относительный вклад в суммарную активность заметно выше и составляет около 20 %. Многие актиноиды, в частности, Pu^{240} , Pu^{242} , Cm^{242} , Cm^{244} , могут спонтанно делиться. Причем, вклад в суммарную нейтронную активность, равный приблизительно 90 %, вносят изотопы кюрия. Нейтроны, образующиеся в процессе самопроизвольного деления, не вносят заметного вклада в суммарную плотность потока нейтронов эксплуатируемого реактора. Тем не менее, при обращении с отработавшим ядерным топливом спонтанное деление необходимо учитывать [18].

Динамика накопления изотопов америция и кюрия изображена на рисунках 2.10-2.11. Стоит отметить, что вид кривых накопления данных изотопов для керамического топлива практически идентичен виду аналогичных кривых для выбранной дисперсионной топливной композиции.

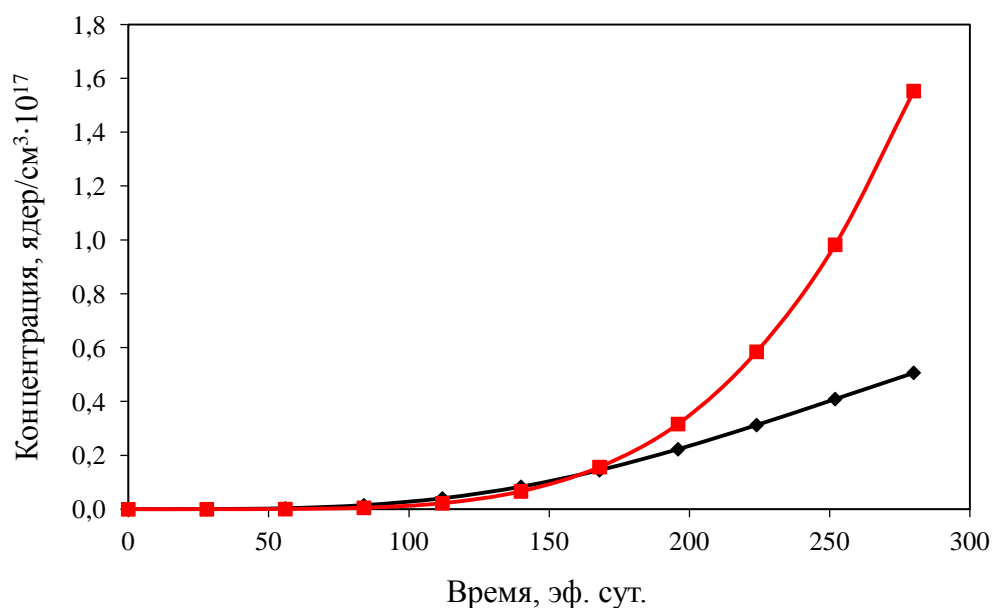


Рисунок 2.10 – Динамика накопления изотопов америция в процессе эксплуатации ядерного топлива: – Am^{241} ; – Am^{243}

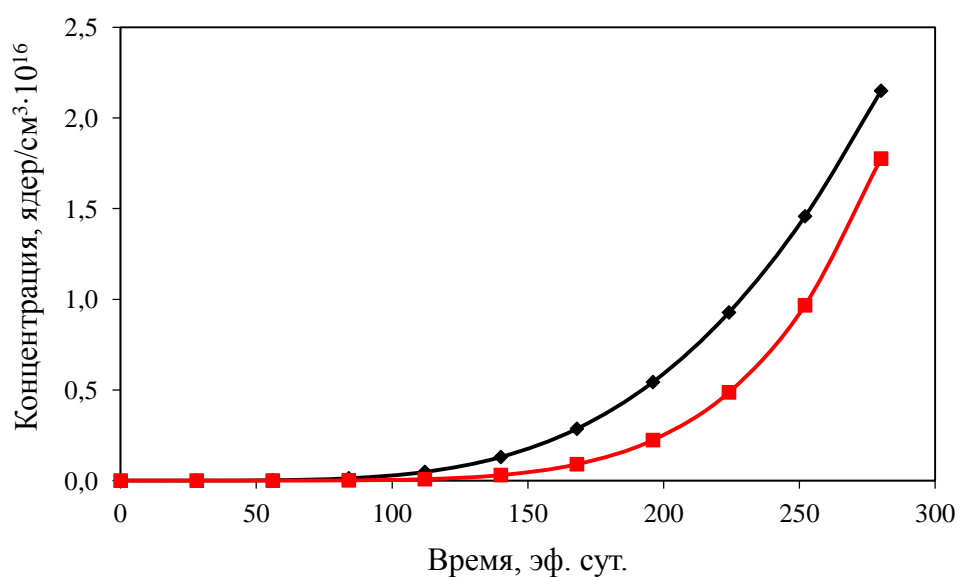


Рисунок 2.11 – Динамика накопления изотопов кюрия в процессе эксплуатации ядерного топлива: – Cm^{242} ; – Cm^{244x}

2.3 Оценка отравления ядерного реактора

Для части ядер, образующихся при делении урана и плутония с довольно большой вероятностью, значения сечений поглощения в области

тепловых нейтронов высоки. Поглощение нейтронов теми из них, концентрация которых относительно быстро достигает своего стационарного значения, называется отравлением ядерного реактора. Остальные ядра можно объединить в одну группу и назвать их шлаками, а поглощение нейтронов данными ядрами – шлакованием ядерного реактора [7].

Среди большого числа ядер-отравителей большинство или имеет относительно малые значения сечений поглощения тепловых нейтронов или имеет малый выход в реакции деления. Поэтому существенного влияния на кинетику реактора они не оказывают. Выделяют два главных отравителя ядерного реактора: ксенон-135 и самарий-149. Самарий – это стабильный элемент. И он должен быть отнесен к шлакам. Однако вследствие большого сечения поглощения и довольно высокой концентрации он может быть квалифицирован как отравитель. Xe^{135} образуется в результате бета-распада I^{135} , а Sm^{149} – в результате бета-распада Pm^{149} . Характеристики данных элементов приведены ниже:

Вероятность появления I^{135} в результате деления U^{235}	$\omega_I = 0,056;$
Вероятность появления Xe^{135} в результате деления U^{235}	$\omega_{Xe} = 0,003;$
Вероятность появления Pm^{149} в результате деления U^{235}	$\omega_{Pm} = 0,013;$
Вероятность распада I^{135}	$\lambda_I = 2,87 \cdot 10^{-5} \text{ с}^{-1};$
Вероятность распада Xe^{135}	$\lambda_{Xe} = 2,11 \cdot 10^{-5} \text{ с}^{-1};$
Вероятность распада Pm^{149}	$\lambda_{Pm} = 3,85 \cdot 10^{-6} \text{ с}^{-1};$
Микроскопическое сечение поглощения Xe^{135}	$\sigma_a^{Xe} = 2,75 \cdot 10^{-18} \text{ см}^2;$
Микроскопическое сечение поглощения Sm^{149}	$\sigma_a^{Sm} = 5,92 \cdot 10^{-20} \text{ см}^2.$

2.3.1 Отравление Xe^{135}

С момента пуска реактора происходит интенсивное накопление ядер Xe^{135} . Пока концентрация ксенона мала, скорость его убыли также невелика и

меньше скорости его накопления. Однако с течением времени скорость его убыли постоянно увеличивается и при работе ядерного реактора на постоянной мощности наступает равновесие между образованием и убылью ксенона. Убыль ядер ксенона происходит за счет их радиоактивного распада и эффекта «расстрела» нейтронами [11].

Динамика изменения концентраций йода и ксенона при выходе ядерного реактора на мощность изображена на рисунке 2.12. Стоит отметить, что вид кривых изменения концентраций данных изотопов для керамического ядерного топлива практически идентичен виду аналогичных кривых для выбранной дисперсионной топливной композиции.

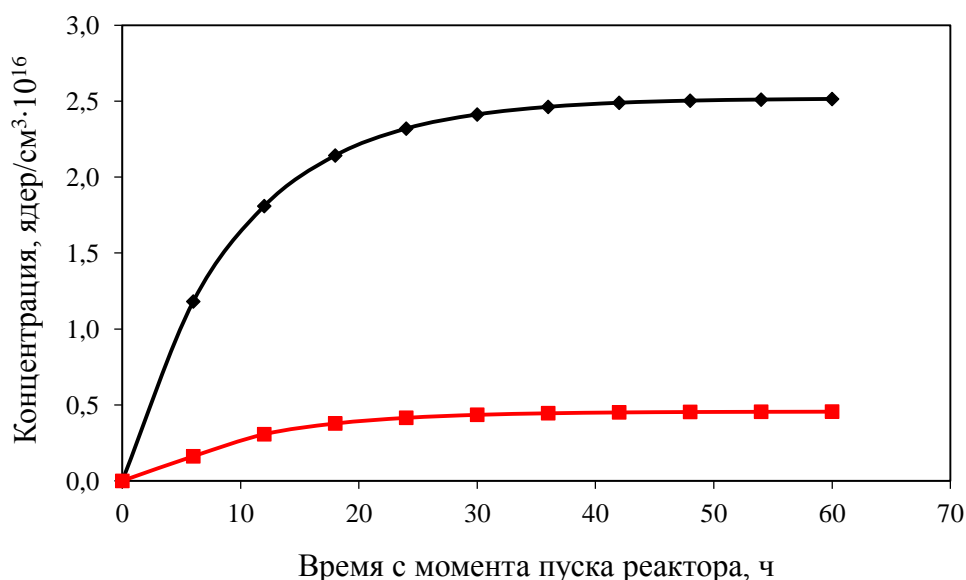


Рисунок 2.12 – Динамика изменения N_{Xe} и N_I при выходе ядерного реактора на мощность: – I; – Xe

В результате оценки полученных данных было установлено, что концентрация йода достигает своего стационарного значения приблизительно через 30 часов после пуска ядерного реактора, а концентрация ксенона – через 36 часов.

График потерь реактивности во время отравления ксеноном при выходе реактора на стационарный уровень мощности изображен на рисунке 2.13. Стоит

отметить, что величина отрицательной реактивности, полученной за счет накопления ядер ксенона, приблизительно равна 2,8 %.

Изменение мощности ядерной энергетической установки вызывает нарушение динамического равновесия между ростом и убылью ксенона. После остановки или понижения мощности происходит временное увеличение концентрации ядер ксенона вследствие распада йода и уменьшения выгорания ксенона.

Динамика изменения концентраций йода и ксенона после полной остановки ядерного реактора, работающего на номинальной мощности, изображена на рисунке 2.14. Стоит отметить, что вид кривых изменения концентраций данных изотопов для керамического ядерного топлива практически идентичен виду аналогичных кривых для выбранной дисперсионной топливной композиции.

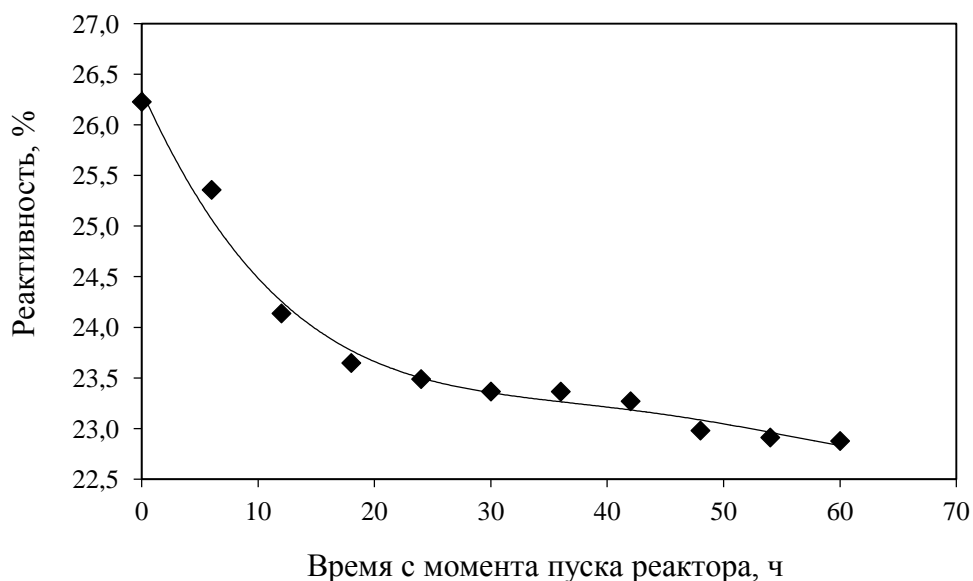


Рисунок 2.13 – Потери реактивности при отравлении Xe^{135}

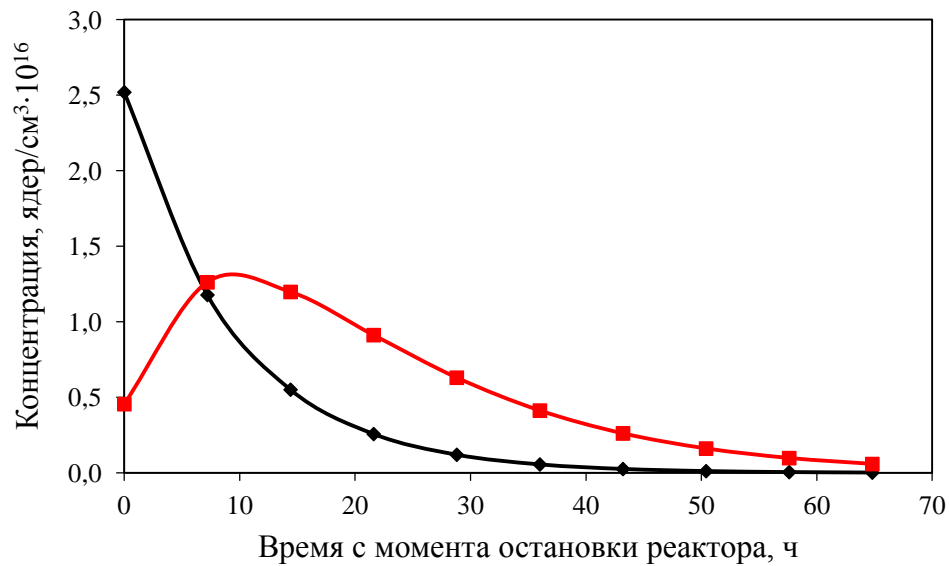


Рисунок 2.14 – Динамика изменения N_{Xe} и N_I после остановки ядерного реактора: – I; – Xe

Уменьшение запаса реактивности после остановки ядерного реактора вследствие увеличения концентрации ксенона называется «йодной ямой».

Изменение реактивности после остановки реактора изображено на рисунке 2.15.

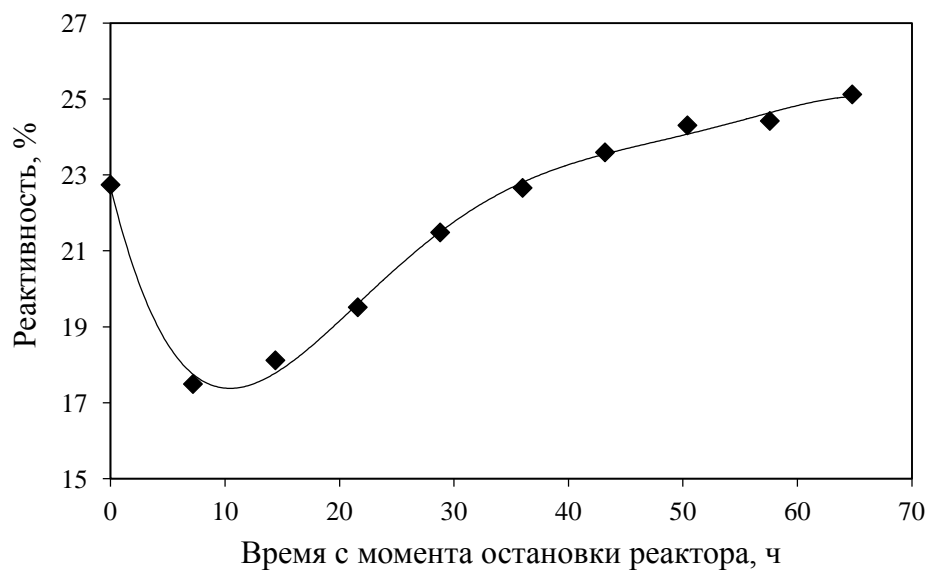


Рисунок 2.15 – Изменение реактивности после остановки ядерного реактора

В результате оценки полученных данных было установлено, что время достижения максимальной глубины «йодной ямы» приблизительно равно 10 ч.

Таким образом, наблюдается положительная обратная связь по ксеноновой составляющей после остановки ядерного реактора: при увеличении концентрации ксенона, уменьшается запасенная реактивность; затем в результате радиоактивного распада ядер ксенона запасенная реактивность увеличивается. Направление развития процесса изменяется в обратную сторону спустя несколько часов после его начала [7].

2.3.2 Отравление Sm^{149}

Стационарное отравление самарием происходит по аналогии с ксеноном, но необходимо отметить, что убыль ядер самария происходит только за счет эффекта «расстрела» нейтронами, так как данный элемент стабилен и не подвержен радиоактивному распаду.

Динамика изменения концентраций прометия и самария при выходе ядерного реактора на мощность изображена на рисунке 2.16. Стоит отметить, что вид кривых изменения концентраций данных изотопов для керамического ядерного топлива практически идентичен виду аналогичных кривых для выбранной дисперсионной топливной композиции.

В результате оценки полученных данных было установлено, что концентрация прометия достигает своего стационарного значения примерно через 20 суток после пуска ядерного реактора, а концентрация самария – через 25 суток.

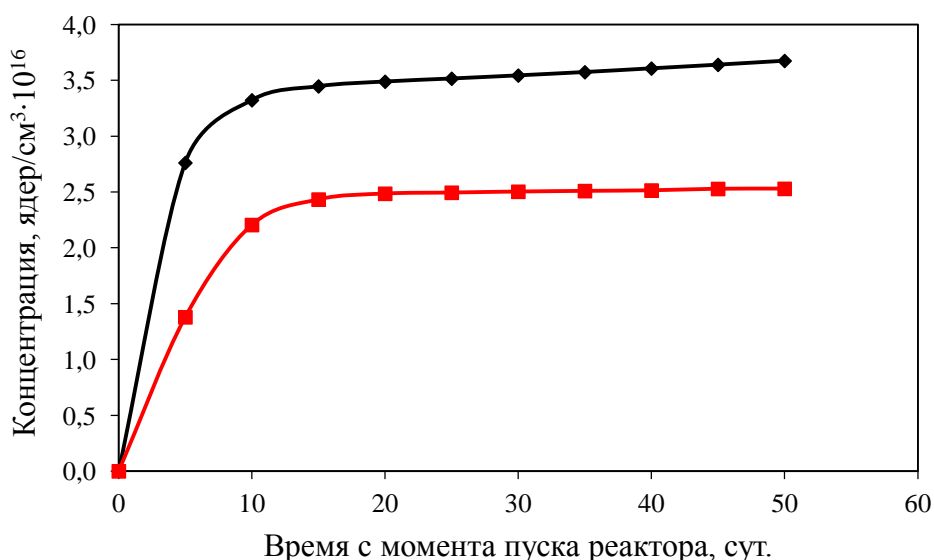


Рисунок 2.16 – Динамика изменения N_{Sm} и N_{Pm} при выходе ядерного реактора на мощность: – Pm; – Sm

После остановки реактора убыль самария прекращается, а прибыль его из прометия продолжается до полного распада последнего.

Динамика изменения концентраций прометия и самария после полной остановки ядерного реактора, работающего на номинальной мощности, изображена на рисунке 2.17. Стоит отметить, что вид кривых изменения концентраций данных изотопов для керамического ядерного топлива практически идентичен виду аналогичных кривых для выбранной дисперсионной топливной композиции.

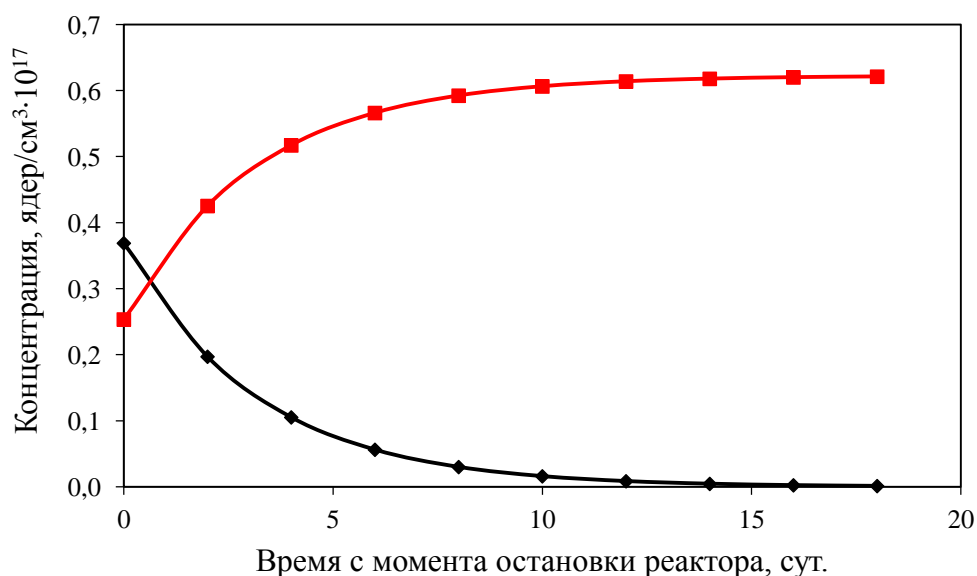


Рисунок 2.17 – Динамика изменения N_{Sm} и N_{Pm} после остановки ядерного реактора: – Pm; – Sm

В отличие от кинетики отравления ксеноном отравление самарием после выключения ядерного реактора увеличивается, стремясь к предельному значению.

Увеличение отравления в период остановки реактора обусловлено тем, что самарий-149 – это стабильный изотоп, а образование его происходит за счет накопившегося прометия.

2.4 Оценка шлакования ядерного реактора

В связи с определяющим влиянием сечения поглощения на кинетику шлакования все шлаки разделяют на три группы в зависимости от величины сечения поглощения:

1. Сильно поглощающие шлаки, сечение поглощения которых во много раз больше сечения поглощения U^{235} .
2. Шлаки, сечение поглощения которых приблизительно равно сечению поглощения U^{235} .
3. Все остальные шлаки со слабым поглощением [11].

Характеристики некоторых шлаков приведены в таблице 2.3.

Таблица 2.3 – Характеристики ядер-шлаков

		Сечение поглощения, барн	Вероятность появления в результате деления U^{235} , %	Период полураспада, лет
1 группа	Sm^{149}	59200	1,300	$2 \cdot 10^{15}$
	Sm^{151}	10000	0,445	90
	Eu^{155}	14000	0,030	5
	Gd^{157}	200000	0,007	стабилен
	Cd^{113}	19500	0,014	$8 \cdot 10^{15}$
2 группа	Kr^{83}	205	0,620	стабилен
	Xe^{131}	120	2,900	стабилен
	Sm^{152}	140	0,280	стабилен
	Eu^{153}	420	0,140	стабилен
	Tc^{98}	100	6,200	$4 \cdot 10^6$
	Nd^{143}	290	6,200	стабилен
3 группа	Kr^{82}	45	0,300	стабилен
	Kr^{85}	15	0,320	11
	I^{127}	6	9,250	стабилен
	I^{129}	27	1,000	$2 \cdot 10^7$
	Mo^{95}	13	6,300	стабилен
	La^{139}	9	6,300	стабилен
	Pr^{141}	11	5,700	стабилен
	Nd^{144}	5	6,000	$2 \cdot 10^{15}$
	Nd^{145}	52	4,000	стабилен
	Nd^{146}	10	3,200	стабилен
	Pm^{147}	90	2,600	3

Динамика изменения концентрации ядер некоторых шлаков в процессе эксплуатации ядерного топлива изображена на рисунках 2.18-2.20. Стоит отметить, что вид кривых изменения концентраций данных изотопов для керамического ядерного топлива практически идентичен виду аналогичных кривых для выбранной дисперсионной топливной композиции.

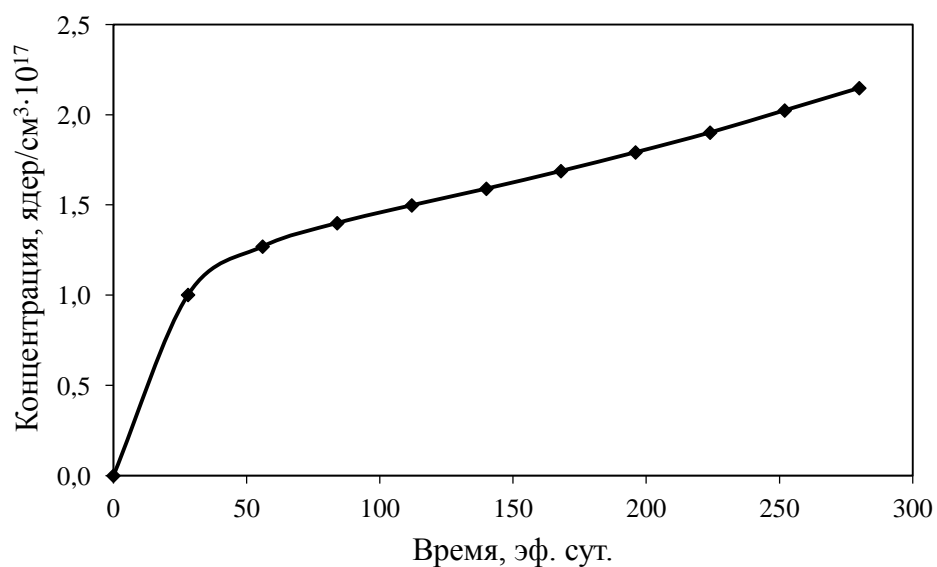


Рисунок 2.18 – Динамика накопления шлаков первой группы в процессе эксплуатации ядерного топлива

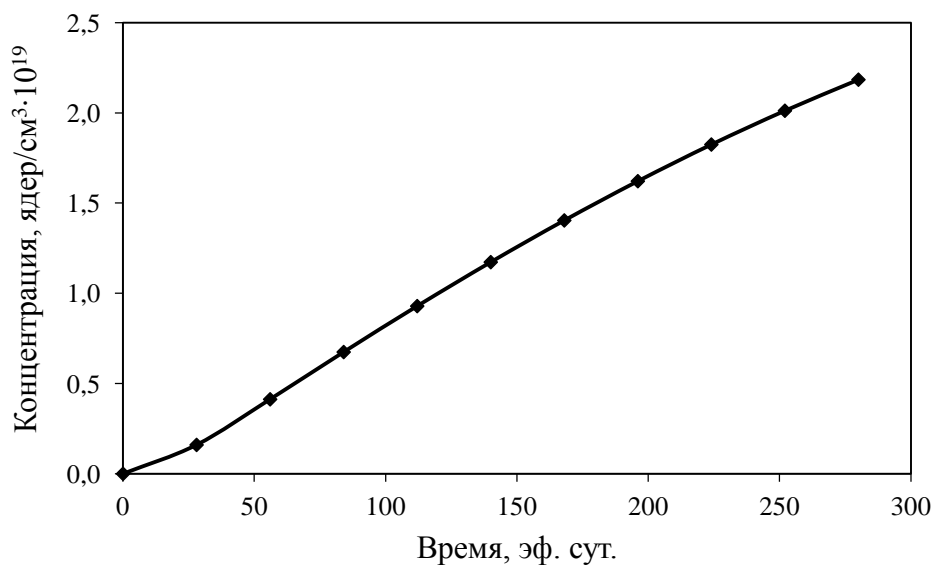


Рисунок 2.19 – Динамика накопления шлаков второй группы в процессе эксплуатации ядерного топлива

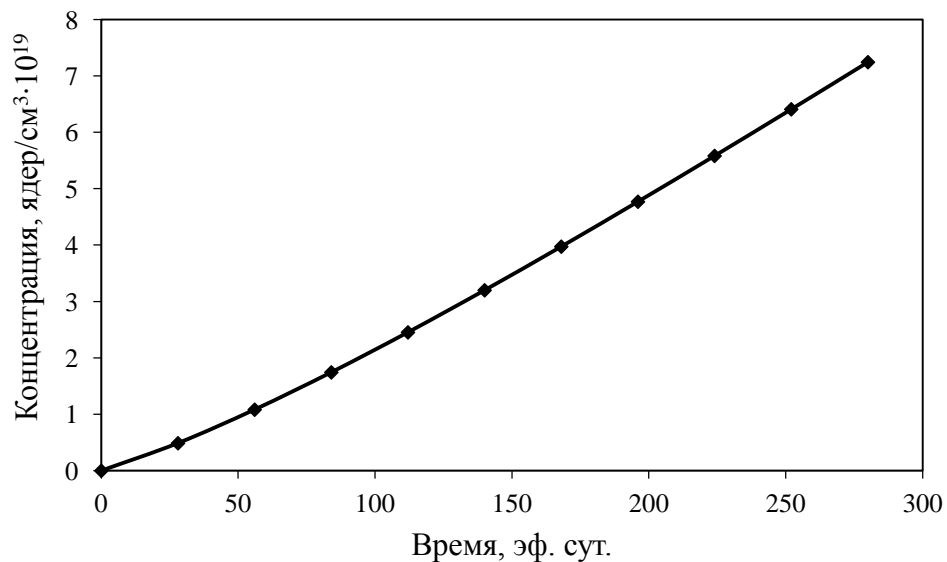


Рисунок 2.20 – Динамика накопления шлаков третьей группы в процессе эксплуатации ядерного топлива

Так как процессы выгорания и накопления шлаков конкурируют между собой, то концентрация шлаков каждой группы в процессе эксплуатации ядерного топлива изменяется по-разному и зависит от сечения поглощения.

Из-за больших сечений поглощения шлаков первой группы кривая на рисунке 2.18 стремится к стационару. Однако не достигает его из-за высоких значений периодов полураспада шлаков первой группы. Скорость их накопления выше скорости выгорания и распада.

Шлаки второй группы накапливаются с некоторыми отклонениями от линейного распределения из-за того, что их сечения поглощения намного меньше, чем сечения поглощения шлаков первой группы, и сопоставимы с сечением поглощения U^{235} .

Что касается шлаков третьей группы, то их концентрация в процессе эксплуатации ядерного топлива изменяется практически линейно, ввиду очень низких значений сечений поглощения. Скорость их накопления значительно превышает скорости выгорания и распада.

3 Финансовый менеджмент, ресурсоэффективность и ресурсосбережение

3.1 Предпроектный анализ

3.1.1 Потенциальные потребители результатов исследования

Для анализа потребителей результатов исследования необходимо рассмотреть целевой рынок.

В ходе выполнения данной работы была разработана модель тепловыделяющей сборки ядерного реактора ВВЭР-1200 с загрузкой дисперсионного ядерного топлива на основе $\text{UO}_2+\text{Zr}_3\text{Al}$ и определены нейтронно-физические характеристики данной топливной композиции.

Применение интерметаллидов, а именно алюминидов циркония, в качестве матричного материала для дисперсионного ядерного топлива обусловлено следующими факторами:

- высокое значение температуры плавления, что позволяет повышать рабочие температуры реакторной установки;
- высокое значение коэффициента теплопроводности, что способствует снижению риска растрескивания топливной таблетки при эксплуатации реактора на номинальной мощности;
- высокая степень внутренней устойчивости благодаря отрицательному плотностному коэффициенту реактивности;
- повышенная прочность ввиду коррозионной и эрозионной устойчивости матрицы.

В Российской Федерации 18 % всей электроэнергии генерируется атомными электростанциями. Поэтому, в силу своей специфики, для данной работы по расчету нейтронно-физических характеристик дисперсионного ядерного топлива на основе $\text{UO}_2+\text{Zr}_3\text{Al}$ и обоснованию применения данной топливной композиции в энергетических реакторных установках целевым рынком будут государственные корпорации по атомной энергии.

3.1.2 Анализ конкурентных технических решений с позиции ресурсоэффективности и ресурсосбережения

Для проведения анализа конкурентоспособности разработки будет использоваться оценочная карта, приведенная в таблице 3.1. В качестве конкурирующих разработок были приняты: К1 – керамическое оксидное ядерное топливо, К2 – керамическое карбидное ядерное топливо. Позиция разработки и конкурентов оценивается по каждому показателю по пятибалльной шкале, где 1 – это наиболее слабая позиция, а 5 – наиболее сильная. Веса показателей в сумме должны составлять единицу.

Анализ конкурентных технических решений определяется по формуле:

$$K = \sum B_i \cdot B_i, \quad (3.1)$$

где K – конкурентоспособность научной разработки или конкурента;

B_i – вес показателя (в долях единицы);

B_i – балл i -го показателя.

Таблица 3.1 – Оценочная карта для сравнения конкурентных технических решений (разработок)

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы			Конкурентоспособность		
		Б _ф	Б _{к1}	Б _{к2}	К _ф	К _{к1}	К _{к2}
1	2	3	4	5	6	7	8
Технические критерии оценки ресурсоэффективности							
1. Технология эксплуатации	0,02	4	5	3	0,08	0,10	0,06
2. Надежность	0,10	5	4	3	0,50	0,40	0,30
3. Безопасность	0,25	5	4	3	1,25	1,00	0,75
4. Затраты на производство	0,02	3	5	4	0,06	0,10	0,08
5. Обогащение топлива	0,12	3	5	4	0,36	0,60	0,48
6. Коэффициент теплопроводности	0,14	5	3	4	0,70	0,42	0,56
7. Эффективный коэффициент размножения нейтронов	0,10	5	4	4	0,50	0,40	0,40

Продолжение таблицы 3.1

Критерии оценки	Вес критерия	Баллы			Конкурентоспособность		
		Б _ф	Б _{к1}	Б _{к2}	К _ф	К _{к1}	К _{к2}
1	2	3	4	5	6	7	8
Технические критерии оценки ресурсоэффективности							
8. Радиационная стойкость	0,05	5	4	5	0,25	0,20	0,25
Экономические критерии оценки эффективности							
1. Конкурентоспособность ядерного топлива	0,10	5	5	4	0,50	0,50	0,40
2. Уровень проникновения на рынок	0,10	4	5	3	0,40	0,50	0,30
Итого:	1	44	44	37	4,60	4,22	3,58

В результате анализа конкурентоспособности каждого вида ядерного топлива было определено, что разрабатываемая топливная композиция обладает рядом преимуществ перед конкурентами: безопасность и надежность эксплуатации, а также высокие значения коэффициента теплопроводности и эффективного коэффициента размножения нейтронов. Основным конкурентом является керамическое оксидное ядерное топливо из-за налаженной технологии эксплуатации и пониженного обогащения.

3.1.3 SWOT-анализ

SWOT-анализ представляет собой комплексный анализ научно-исследовательского проекта, который применяют для исследования внешней и внутренней среды проекта.

Он проводится в несколько этапов.

Первый этап заключается в описании сильных и слабых сторон проекта, в выявлении возможностей и угроз для реализации проекта, которые проявились или могут появиться в его внешней среде.

Второй этап состоит в выявлении соответствия сильных и слабых сторон научно-исследовательского проекта внешним условиям окружающей среды. Это соответствие или несоответствие должны помочь выявить степень необходимости проведения стратегических изменений [19].

В рамках третьего этапа в таблице 3.2 представлена итоговая матрица SWOT-анализа, показаны результаты пересечений сильных и слабых сторон с возможностями и угрозами.

Таблица 3.2 – SWOT-анализ

	Сильные стороны научно-исследовательского проекта: С1. Высокие значения коэффициента теплопроводности; С3. Отрицательный плотностной коэффициент реактивности; С3. Коррозионная и эрозийная устойчивость матрицы; С4. Высокая температура плавления.	Слабые стороны научно-исследовательского проекта: Сл1. Низкая объемная доля делящегося вещества; Сл2. Слабо налаженная технология производства; Сл3. Низкий уровень проникновения на рынок.
Возможности: В1. Увеличение доли дисперсионного ядерного топлива в атомной отрасли; В2. Рост доли энергопотребления, приходящейся на атомную энергетику; В3. Повышение показателей безопасной и надежной эксплуатации ядерных энергетических установок. В4. Увеличение рабочих температур эксплуатации ядерного топлива.	1. Хорошие теплопроводящие свойства обуславливают безопасную и надежную эксплуатацию данного вида топлива. 2. Коррозионная и эрозийная устойчивость матрицы обуславливает высокую степень внутренней устойчивости. 3. Высокая температура плавления позволяет эксплуатировать данный вид топлива при высоких температурах. 4. Проникновение дисперсионного топлива на рынок может поспособствовать возникновению исследований в области использования новых ядерных реакторов.	1. Низкая объемная доля делящегося вещества способствует увеличению затрат на обогащение, что может помешать широкому применению данного вида топлива. 2. Низкий уровень проникновения на рынок данного вида топлива может негативно повлиять на долю энергопотребления, приходящуюся на атомную энергетику. 3. Усовершенствование технологии производства данного вида топлива потребует значительного количества времени
Угрозы: У1. Природные катаклизмы. У2. Снижение государственного финансирования атомной энергетики; У3. Угроза диверсионных и террористических действий в отношении ЯЭУ.	1. Преимущества данного вида топлива ведут за собой привлечение действий террористического и диверсионного характера; 2. Отрицательный плотностной коэффициент реактивности обеспечивает внутреннюю устойчивость установки при природных катаклизмах и авариях; 3. Преимущества данного вида топлива перед конкурентами вызывает дополнительный интерес у государства.	1. Необходимо провести подробное изучение данного вида топлива для поддержания интереса к проекту со стороны государства. 2. Возникновение аварии снизит интерес к проектам подобного рода вплоть до полного отказа от их применения.

Проанализировав характер НТР можно сделать вывод, что наиболее оптимальной стратегией выхода разработки на рынок является стратегия совместной предпринимательской деятельности. Это стратегия, которая

основана на соединении общих усилий фирмы с коммерческими предприятиями страны-партнера для создания производственных и маркетинговых мощностей. Данная стратегия выбрана ввиду того, что предприятие, заинтересованное в данном проекте на российском рынке, одно (Росэнергоатом). Соответственно, рынок монополизирован. В свою очередь, данное предприятие требует тесного взаимодействия и сотрудничества с другими производственными компаниями, обеспечивающими нормальную эксплуатацию ядерно-энергетической установки и изготавливающими реакторные материалы.

3.2 Инициация проекта

Группа процессов инициации состоит из процессов, которые выполняются для определения нового проекта или новой фазы существующего. В рамках процессов инициации определяются изначальные цели и содержание и фиксируются изначальные финансовые ресурсы. Определяются внутренние и внешние заинтересованные стороны проекта, которые будут взаимодействовать и влиять на общий результат научного проекта.

Под заинтересованными сторонами проекта понимаются лица или организации, которые активно участвуют в проекте или интересы которых могут быть затронуты как положительно, так и отрицательно в ходе исполнения или в результате завершения проекта [19].

Информация по заинтересованным сторонам проекта представлена в таблице 3.3.

Таблица 3.3 – Заинтересованные стороны проекта

Заинтересованные стороны проекта	Ожидания заинтересованных сторон
АО «Концерн Росэнергоатом»	Получение и последующее использование результатов нейтронно-физического расчета, полных данных и сведений о разработке, практической информации по выбранной топливной композиции и реакторной установки в целом.

В таблице 3.4 представлена информация об иерархии целей проекта и их критериях достижения.

Таблица 3.4 – Цели и результат проекта

Цели проекта:	Выполнение расчета нейтронно-физических параметров топливной композиции на базе дисперсионного ядерного топлива для реактора ВВЭР-1200
Ожидаемые результаты проекта:	Успешное проведение нейтронно-физических расчетов, которые позволят определить преимущества и недостатки выбранной топливной композиции
Критерии приемки результата проекта:	Результаты проведенных нейтронно-физических расчетов должны соответствовать теоретическим выкладкам о данном исследовании, а также требованиям безопасной эксплуатации данной ядерной установки.
Требования к результату проекта:	Требование:
	Расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов
	Определение спектра плотности потока нейтронов
	Определение длительности кампании ядерного топлива
	Расчет нуклидного состава ядерного топлива и продуктов деления
	Сравнительный анализ результатов нейтронно-физического расчета для выявления преимуществ и недостатков выбранной топливной композиции

На следующем этапе работы необходимо решить следующие вопросы: кто будет входить в рабочую группу данного проекта, определить роль каждого участника в данном проекте, а также прописать функции, выполняемые каждым из участников и их трудозатраты в проекте. Эта информация представлена в табличной форме (таблица 3.5).

Таблица 3.5 – Рабочая группа проекта

№ п/п	ФИО, основное место работы, должность	Роль в проекте	Функции	Трудозатраты, час.
1	Чертков Ю.Б., НИ ТПУ, доцент	Руководитель проекта	Реализация проекта в пределах заданных ограничений по ресурсам, координация работы по проекту.	39
2	Пименов Н., НИ ТПУ, магистр	Исполнитель по проекту	Выполнение расчетных работ по проекту.	504
ИТОГО:				543

Ограничения проекта – это все факторы, которые могут послужить ограничением степени свободы участников команды проекта, а параметры проекта или его продукта, которые не будут реализованы в рамках данного проекта.

Таблица 3.6 – Ограничения проекта

Фактор	Ограничения/ допущения
Бюджет проекта	150955 руб.
Источник финансирования	НИ ТПУ
Сроки проекта	01.02.2019-30.05.2019
Дата утверждения плана управления проектом	28.01.2019
Дата завершения проекта	30.05.2019
Прочие ограничения и допущения	Отсутствуют

3.3 Планирование управления научно-техническим проектом

3.3.1 План проекта

Планирование комплекса предполагаемых работ осуществляется в следующем порядке:

- определение структуры работ в рамках научного исследования;
- определение участников каждой работы;
- установление продолжительности работ;
- построение графика проведения научных исследований.

Примерный порядок составления этапов и работ, распределение исполнителей по данным видам работ приведен в таблице 3.7.

Таблица 3.7 – Календарный план проекта в рабочих днях

Номер работы	Название	Длительность, рабочие дни	Дата начала работ	Дата окончания работ	Должность исполнителя
1	Составление и утверждение технического задания	3	01.02.2019	04.02.2019	Руководитель
2	Подбор и изучение литературных материалов по дисперсионному ядерному топливу и реактору ВВЭР-1200	15	05.02.2019	21.02.2019	Магистр
3	Выбор направления исследований – нейтронно-физический расчет реактора	2, 4	22.02.2019	01.03.2019	Руководитель, магистр
4	Календарное планирование работ по теме	5	02.03.2019	07.03.2019	Руководитель
5	Разработка моделей	14	08.03.2019	25.03.2019	Магистр
6	Проведение теоретических расчетов и обоснований	23	26.03.2019	20.04.2019	Магистр
7	Расчет критических параметров проектируемого реактора	2	22.04.2019	23.04.2019	Магистр
8	Расчет эффектов реактивности	5	24.04.2019	29.04.2019	Магистр
9	Разработка чертежей	3	30.04.2019	04.05.2019	Магистр
10	Оценка правильности полученных характеристик	2, 4	05.05.2019	13.05.2019	Руководитель, магистр
11	Составление пояснительной записки	10	14.05.2019	24.05.2019	Магистр

Продолжение таблицы 3.7

Номер работы	Название	Длительность, рабочие дни	Дата начала работ	Дата окончания работ	Должность исполнителя
12	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	1, 4	25.05.2019	30.05.2019	Руководитель, магистр
Итого, рабочие дни		97			

Диаграмма Ганта – это тип столбчатых диаграмм (гистограмм), который используется для иллюстрации календарного плана проекта, на котором работы по теме представляются протяженными во времени отрезками, характеризующимися датами начала и окончания выполнения данных работ.

Таблица 3.8 – Календарный план-график проведения НИОКР по теме в календарных днях

Номер работ	Вид работ	Исполнители	Т _к , кал. дн.	Продолжительность выполнения работ											
				февраль			март			апрель			май		
				1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2	3
1	Составление и утверждение технического задания	Руководитель	3	■											
2	Подбор и изучение литературных материалов по дисперсионному ядерному топливу и реактору ВВЭР-1200	Магистр	15	■	■	■									
3	Выбор направления исследований – нейтронно-физический расчет реактора	Руководитель, магистр	6			■									
4	Календарное планирование работ по теме	Руководитель	5				■								
5	Разработка моделей	Магистр	14				■	■	■						
6	Проведение теоретических расчетов и обоснований	Магистр	23							■	■	■			
7	Расчет критических параметров проектируемого реактора	Магистр	2									■			

Продолжение таблицы 3.8

Номер работ	Вид работ	Исполнители	Т _к , кал. дн.	Продолжительность выполнения работ											
				февраль			март			апрель			май		
				1	2	3	1	2	3	1	2	3	1	2	3
8	Расчет эффектов реактивности	Магистр	5												
9	Разработка чертежей	Магистр	3												
10	Оценка правильности полученных характеристик	Руководитель, магистр	6												
11	Составление пояснительной записки	Магистр	6												
12	Проверка правильности выполнения ГОСТа пояснительной записки	Руководитель, магистр	5												



– магистр;



– руководитель.

3.3.2 Бюджет научного исследования

При планировании бюджета НТИ должно быть обеспечено полное и достоверное отражение всех видов расходов, связанных с его выполнением. В процессе формирования бюджета НТИ используется следующая группировка затрат по статьям:

- материальные затраты НТИ;
- затраты на специальное оборудование для научных работ;
- основная заработная плата исполнителей темы;
- дополнительная заработная плата исполнителей темы;
- отчисления во внебюджетные фонды (страховые отчисления);
- накладные расходы [20].

Основные работы для проекта проводились за персональным компьютером в комнате жилого дома. Время, проведенное за ЭВМ: 504 часа. Мощность ЭВМ: 0,065 кВт.

Затраты на электроэнергию рассчитываются по формуле:

$$C = C_{эл} \cdot P \cdot t_{об}, \text{ руб.}; \quad (3.2)$$

где $C_{эл}$ – тариф на промышленную электроэнергию (5,8 руб. за 1 кВт·ч);

P – мощность оборудования, кВт;

$t_{об}$ – время использования оборудования, ч.

$$C = 5,8 \cdot 0,065 \cdot 504 = 190 \text{ руб.}$$

Также был необходим доступ в интернет для поиска необходимой информации. Стоимость месячного обслуживания составляет 350 рублей. Использование интернета осуществлялось в течение четырех месяцев. Соответственно, затраты на пользование интернет-услугами составили 1400 рублей.

Кроме того, для работы использовались ноутбук, стоимость которого равна 30000 руб., и специальное программное обеспечение MCU5TPU стоимостью 10 млн. рублей.

Амортизационные расходы для ноутбука не рассчитываются, потому что его стоимость довольно мала. Соответственно, в статью материальных затрат вносится его полная стоимость. Что касается программного обеспечения, то его амортизационный срок истек, поэтому расходы на амортизацию также нет необходимости считать.

Материальные затраты, необходимые для данной разработки, занесены в таблицу 3.9.

Таблица 3.9 – Материальные затраты

Наименование	Единица измерения	Количество	Цена за ед., руб.	Затраты на материалы, руб.
Ноутбук	шт.	1	30000	31400
Доступ в Интернет	месяц	4	350	1400
Итого, руб.	31400			

В настоящую статью включается основная заработная плата научных и инженерно-технических работников, рабочих макетных мастерских и опытных производств, непосредственно участвующих в выполнении работ по данной теме. Величина расходов по заработной плате определяется исходя из трудоемкости выполняемых работ и действующей системы окладов и тарифных ставок. В состав основной заработной платы включается премия, выплачиваемая ежемесячно из фонда заработной платы в размере 20-30 % от тарифа или оклада.

Статья включает основную заработную плату работников, непосредственно занятых выполнением НИИ, и дополнительную заработную плату:

$$З_{зп} = З_{осн} + З_{доп}, \quad (3.4)$$

где $З_{осн}$ – основная заработная плата;

$З_{доп}$ – дополнительная заработная плата (10 % от $З_{осн}$).

Основная заработная плата рассчитывается по следующей формуле:

$$З_{осн} = З_{дн} \cdot T_p, \quad (3.5)$$

где T_p – продолжительность работ, выполняемых научно-техническим работником, раб. дн.;

$З_{дн}$ – среднедневная заработная плата работника, руб.

Среднедневная заработная плата рассчитывается по формуле:

$$З_{дн} = \frac{З_m \cdot M}{F_d}, \quad (3.6)$$

где $З_m$ – месячный должностной оклад работника, руб.;

M – количество месяцев работы без отпуска в течение года:

при отпуске в 48 раб. дней $M = 10,4$ месяца, 6-дневная неделя;

F_d – действительный годовой фонд рабочего времени научно-технического персонала, раб. дн. (таблица 3.10).

Таблица 3.10 – Баланс рабочего времени

Показатели рабочего времени	Руководитель	Магистр
Календарное число дней	365	365
Количество нерабочих дней	52	52
- выходные дни	14	14
- праздничные дни		
Потери рабочего времени		
- отпуск	48	48
- невыходы по болезни		
Действительный годовой фонд рабочего времени, дни	251	251

Месячный должностной оклад работника:

$$З_{\text{м}} = З_{\text{б}} \cdot k_{\text{р}}, \quad (3.7)$$

где $З_{\text{б}}$ – базовый оклад, руб.;

$k_{\text{р}}$ – районный коэффициент, равный 1,3 (для Томска).

Расчёт основной заработной платы приведён в таблице 3.11.

Таблица 3.11 – Расчёт основной заработной платы

Исполнители	$З_{\text{б}}$, руб.	$k_{\text{р}}$	$З_{\text{м}}$, руб.	$З_{\text{дн}}$, руб.	$T_{\text{р}}$, раб. дн.	$З_{\text{осн.}}$, руб.
Руководитель	33664	1,3	43763	1813	6,5	11785
Магистр	12664	1,3	16463	682	84	57288
Итого, руб.						69073

Расчет дополнительной заработной платы ведется по следующей формуле:

$$З_{\text{доп}} = k_{\text{доп}} \cdot З_{\text{осн}}, \quad (3.8)$$

где $k_{\text{доп}}$ – коэффициент дополнительной заработной платы (на стадии проектирования принимается равным 0,1).

Дополнительная заработная плата представлена в таблице 3.12.

Таблица 3.12 – Расчет дополнительной заработной платы

Исполнитель	$k_{\text{доп}}$	$З_{\text{осн}}$, руб.	$З_{\text{доп}}$, руб.
Руководитель	0,1	11785	1178
Магистр	0,1	57288	5729
Итого, руб.			6907

В данной статье расходов отражаются обязательные отчисления по установленным законодательством РФ нормам органам государственного социального страхования (ФСС), пенсионного фонда (ПФ) и медицинского страхования (ФФОМС) от затрат на оплату труда работников. Величина отчислений во внебюджетные фонды определяется исходя из следующей формулы:

$$З_{\text{внеб}} = k_{\text{внеб}} \cdot (З_{\text{осн}} + З_{\text{доп}}), \quad (3.9)$$

где $k_{\text{внеб}}$ – коэффициент отчислений на уплату во внебюджетные фонды (пенсионный фонд, фонд обязательного медицинского страхования и пр.).

В соответствии с Федеральным законом от 24.07.2009 №212-ФЗ установлен размер страховых взносов равный 30%. На основании пункта 1 ст. 58 закона №212-ФЗ для учреждений осуществляющих образовательную и научную деятельность водится пониженная ставка – 27,1%.

Отчисления во внебюджетные фонды представлены в таблице 3.13.

Таблица 3.13 – Отчисления во внебюджетные фонды

Исполнитель	Руководитель	Магистр
Заработная плата, руб.	12963	63017
Коэффициент отчислений во внебюджетные фонды, %	27,1	27,1
Сумма отчислений, руб.	3513	17078
Итого, руб.:	20591	

В статью накладных расходов включаются затраты на управление и хозяйственное обслуживание, которые могут быть отнесены непосредственно

на конкретную тему. Кроме того, сюда относятся расходы по содержанию, эксплуатации и ремонту оборудования, производственного инструмента и инвентаря, зданий, сооружений и др.

Накладные расходы в ТПУ составляют 30 % от суммы основной и дополнительной зарплаты работников, участвующих в выполнение темы. Расчет накладных расходов ведется по следующей формуле:

$$C_{\text{накл}} = k_{\text{накл}} \cdot (Z_{\text{осн}} + Z_{\text{доп}}), \quad (3.10)$$

где $k_{\text{накл}}$ – коэффициент накладных расходов.

Отчисления в статью накладных расходов представлены в таблице 3.14.

Таблица 3.14 – Накладные расходы

Исполнитель	Руководитель	Магистр
Заработная плата, руб.	12964	63017
Коэффициент отчислений во внебюджетные фонды, %	30	30
Сумма отчислений, руб.	3889	18905
Итого, руб.:	22794	

Рассчитанная величина затрат научно-исследовательской работы является основой для формирования бюджета затрат проекта, который при формировании договора с заказчиком защищается научной организацией в качестве нижнего предела затрат на разработку научно-технической продукции.

Определение бюджета затрат на научно-исследовательский проект по каждому варианту исполнения приведен в таблице 3.15.

Таблица 3.15 – Расчет бюджета затрат НТИ

Наименование статьи	Сумма, руб.
Материальные затраты НТИ, руб.	31400
Прочие прямые затраты, руб.	190
Затраты по основной заработной плате исполнителей темы, руб.	69073
Затраты по дополнительной заработной плате исполнителей темы, руб.	6907
Отчисления во внебюджетные фонды, руб.	20591
Накладные расходы, руб.	22794
Бюджет затрат НТИ, руб.	150955

3.3.3 Реестр рисков проекта

Идентифицированные риски проекта включают в себя возможные неопределенные события, которые могут возникнуть в проекте и вызвать последствия, которые повлекут за собой нежелательные эффекты. Информация по данному разделу сведена в таблицу 3.16.

Таблица 3.16 – Реестр рисков

№	Риск	Вероятность наступления (1-5)	Влияние риска (1-5)	Уровень риска	Способы смягчения риска	Условия наступления
1	Возможность получения некорректных результатов исследования	2	4	Средний	Увеличение длительности расчета, использование ЭВМ повышенной мощности, более тщательный анализ	Низкая длительность расчета, ошибка в построении модели
2	Прекращение поддержки программного комплекса MCU5TRU	1	4	Низкий	Построение модели с использованием другого программного комплекса	Отказ ТПУ от покупки MCU5TRU
3	Снижение государственного финансирования атомной энергетики	1	5	Низкий	Масштабное информирование о проекте	Политическое или экологическое решение, возникновение аварии на АЭС

3.4 Оценка сравнительной эффективности исследования

Определение эффективности происходит на основе расчета интегрального показателя эффективности научного исследования. Его нахождение связано с определением двух средневзвешенных величин: финансовой эффективности и ресурсоэффективности.

Интегральный показатель финансовой эффективности научного исследования получают в ходе оценки бюджета затрат трех (или более) вариантов исполнения научного исследования. Для этого наибольший интегральный показатель реализации технической задачи принимается за базу расчета (как знаменатель), с которым соотносятся финансовые значения по всем вариантам исполнения.

Интегральный финансовый показатель разработки определяется как:

$$I_{фин\ p}^{исп\ i} = \frac{\Phi_{p_i}}{\Phi_{max}}, \quad (3.11)$$

где Φ_{p_i} – стоимость i -го варианта исполнения, руб.;

Φ_{max} – максимальная стоимость исполнения научно-исследовательского проекта (в т.ч. аналоги), руб.

Полученная величина интегрального финансового показателя разработки отражает соответствующее численное увеличение бюджета затрат разработки в размах (значение больше единицы), либо соответствующее численное удешевление стоимости разработки в размах (значение меньше единицы, но больше нуля).

Для сравнения был выбран аналогичный проект с моделированием тепловыделяющей сборки из керамического оксидного топлива с бюджетом затрат НТИ, равным 100738 рублей. Бюджет данной разработки меньше ввиду того, что расчет был проведен без применения специального программного обеспечения. Соответственно, точность и время выполнения этого расчета меньше.

$$I_{\text{фин}_p}^{\text{исн}_1} = \frac{150955}{150955} = 1;$$

$$I_{\text{фин}_p}^{\text{исн}_2} = \frac{100738}{150955} = 0,67.$$

Интегральный показатель ресурсоэффективности вариантов исполнения объекта исследования можно определить следующим образом:

$$I_{p_i} = \sum a_i \cdot b_i, \quad (3.12)$$

где a_i – весовой коэффициент i -го варианта исполнения разработки;

b_i – балльная оценка i -го варианта исполнения разработки, устанавливается экспертным путем по выбранной шкале оценивания.

Расчет интегрального показателя ресурсоэффективности представлен в форме таблицы (таблица 3.17).

Таблица 3.17 – Сравнительная оценка характеристик вариантов исполнения проекта

	Весовой коэффициент параметра	Исполнение 1	Исполнение 2
Технические критерии оценки ресурсоэффективности			
1. Удобство в эксплуатации	0,02	4	5
2. Надежность	0,10	5	4
3. Безопасность	0,25	5	4
4. Потребность в материальных ресурсах	0,02	3	5
5. Обогащение топлива	0,12	3	5
6. Коэффициент теплопроводности	0,14	5	3
7. Эффективный коэффициент размножения нейтронов	0,10	5	4
8. Радиационная стойкость	0,05	5	4
Экономические критерии оценки эффективности			
1. Конкурентоспособность ядерного топлива	0,10	5	5
2. Уровень проникновения на рынок	0,10	4	5
Итого:	1	44	44

$$I_{P_{исп1}} = 4,60 ;$$

$$I_{P_{исп2}} = 4,22 .$$

Интегральный показатель эффективности вариантов исполнения разработки определяется на основании интегрального показателя ресурсоэффективности и интегрального финансового показателя по формуле:

$$I_{исп_i} = \frac{I_{P_{исп_i}}}{I_{фин_p}} . \quad (3.13)$$

$$I_{исп_1} = \frac{4,60}{1} = 4,60 ;$$

$$I_{исп_2} = \frac{4,22}{0,67} = 6,30 .$$

Сравнение интегрального показателя эффективности позволит определить сравнительную эффективность проекта (таблица 3.18) и выбрать наиболее целесообразный вариант из предложенных вариантов. Сравнительная эффективность исходного проекта равна:

$$\mathcal{E}_{cp}^i = \frac{I_{исп.1}}{I_{исп.2}} . \quad (3.14)$$

$$\mathcal{E}_{cp}^1 = \frac{4,60}{6,30} = 0,73 ;$$

$$\mathcal{E}_{cp}^2 = \frac{6,30}{4,60} = 1,37 .$$

Таблица 3.18 – Сравнительная эффективность разработки

Показатели	Исполнение 1 (представляемый проект)	Исполнение 2 (аналогичный проект)
Интегральный финансовый показатель разработки	1	0,67
Интегральный показатель ресурсоэффективности разработки	4,60	4,22
Интегральный показатель эффективности	4,60	6,30
Сравнительная эффективность вариантов исполнения	0,73	1,37

По полученным результатам можно сделать вывод, что проектируемая разработка менее эффективна в финансовом плане. Это связано с тем, что для реализации расчетов применялось дорогостоящее программное обеспечение, чтобы уменьшить их погрешность. Необходимо отметить, что показатели ресурсоэффективности проектируемой разработки выше показателей аналогичного проекта.

4 Социальная ответственность

В современных условиях одним из основных направлений коренного улучшения всей профилактической работы по снижению производственного травматизма и профессиональной заболеваемости является повсеместное внедрение комплексной системы управления охраной труда, то есть путем объединения разрозненных мероприятий в единую систему целенаправленных действий на всех уровнях и стадиях производственного процесса.

Охрана труда – это система законодательных, социальных и экономических, организационных, технологических, гигиенических и лечебно-профилактических мероприятий и средств, обеспечивающих безопасность, сохранение здоровья и работоспособности человека в процессе труда.

Правила по охране труда и технике безопасности вводятся в целях предупреждения несчастных случаев, обеспечения безопасных условий труда работающих и являются обязательными для исполнения рабочими, руководящими, инженерно-техническими работниками [21].

Опасный производственный фактор – это такой производственный фактор, воздействие которого в определенных условиях приводят к травме или другому внезапному, резкому ухудшению здоровья.

Вредный производственный фактор – это такой производственный фактор, воздействие которого на работника в определенных условиях приводит к заболеванию или снижению трудоспособности.

4.1 Анализ опасных и вредных производственных факторов

Производственные условия на рабочем месте характеризуются наличием опасных и вредных факторов (таблица 4.1), которые классифицируются по группам элементов: физические, химические, биологические, психические и физиологические.

Таблица 4.1 – Основные элементы производственного процесса, формирующие опасные и вредные факторы

Наименование видов работ и параметров производственного процесса	ФАКТОРЫ ГОСТ 12.0.003-15 ССБТ		Нормативные документы
	Вредные	Опасные	
Работа на ПЭВМ, ОЯТЦ НИ ТПУ	–	Электрический ток	ГОСТ 12.1.038-82 ССБТ. Электробезопасность
	–	Пожарная безопасность	Пожаро- и взрывобезопасность промышленных объектов. ГОСТ Р12.1.004-91 ССБТ. Пожарная безопасность

На магистра, работающего за компьютером, воздействуют следующие факторы:

- физические: температура и влажность воздуха; шум; статическое электричество; электромагнитное поле низкой чистоты; освещённость; наличие излучения;
- психофизиологические.

Психофизиологические опасные и вредные производственные факторы, делятся на: физические перегрузки (статические, динамические) и нервно-психические перегрузки (умственное перенапряжение, монотонность труда, эмоциональные перегрузки) [22].

4.2 Обоснование и разработка мероприятий по снижению уровней опасного и вредного воздействия и устранению их влияния при работе на ПЭВМ

4.2.1 Организационные мероприятия

Весь персонал обязан знать и строго соблюдать правила техники безопасности. Обучение персонала технике безопасности и производственной санитарии состоит из вводного инструктажа и инструктажа непосредственно на рабочем месте ответственным лицом.

Проверка знаний правил техники безопасности проводится квалификационной комиссией или лицом ответственным за рабочее место после обучения на рабочем месте. После чего сотруднику присваивается соответствующая его знаниям и опыту работы квалификационная группа по технике безопасности и выдается удостоверение специального образца.

Лица, обслуживающие электроустановки не должны иметь увечий и болезней, мешающих производственной работе. Состояние здоровья устанавливается медицинским освидетельствованием перед устройством на работу.

4.2.2 Технические мероприятия

Рациональная планировка рабочего места предусматривает четкий порядок и постоянство размещения предметов, средств труда и документации. То, что требуется для выполнения работ чаще должно располагаться в зоне легкой досягаемости рабочего пространства, как показано на рисунке 4.1.

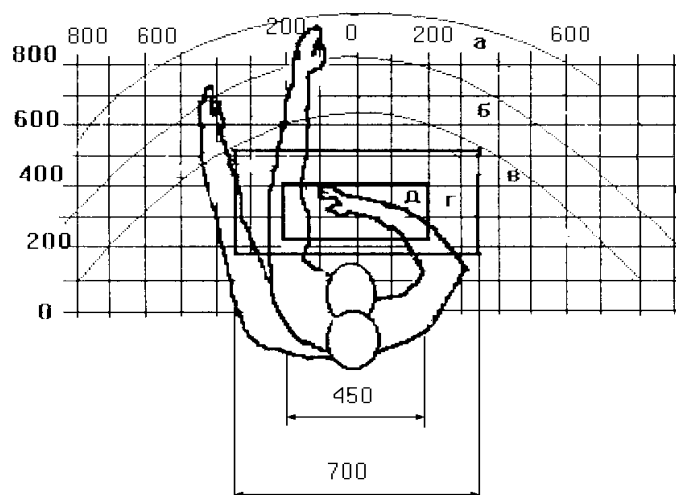


Рисунок 4.1 – Зоны досягаемости рук в горизонтальной плоскости:

а – зона максимальной досягаемости рук; б – зона досягаемости пальцев при вытянутой руке; в – зона легкой досягаемости ладони; г – оптимальное пространство для грубой ручной работы; д – оптимальное пространство для тонкой ручной работы

Оптимальное размещение предметов труда и документации в зонах досягаемости рук:

- дисплей размещается в зоне а (в центре);
- клавиатура размещается в зоне г/д;
- системный блок размещается в зоне б (слева);
- принтер находится в зоне а (справа);
- литература и документация, необходимая при работе размещается в зоне легкой досягаемости ладони (слева);
- литература, не используемая постоянно, размещается в выдвижных ящиках стола.

При проектировании письменного стола должны быть учтены следующие требования.

Высота рабочей поверхности стола рекомендуется в пределах 680-800 мм. Высота рабочей поверхности, на которую устанавливается клавиатура, должна быть 650 мм. Рабочий стол должен быть шириной не менее

700 мм и длиной не менее 1400 мм. Должно иметься пространство для ног высотой не менее 600 мм, шириной не менее 500 мм, глубиной на уровне колен не менее 450 мм и на уровне вытянутых ног не менее 650 мм.

Рабочее кресло должно быть подъёмно-поворотным и регулируемым по высоте и углам наклона сиденья и спинки, а так же расстоянию спинки до переднего края сиденья. Рекомендуется высота сиденья над уровнем пола 420-550 мм. Конструкция рабочего кресла должна обеспечивать: ширину и глубину поверхности сиденья не менее 400 мм; поверхность сиденья с заглублённым передним краем.

Монитор должен быть расположен на уровне глаз оператора на расстоянии 500-600 мм. Согласно нормам угол наблюдения в горизонтальной плоскости должен быть не более 45° к нормали экрана. Лучше если угол обзора будет составлять 30°. Кроме того должна быть возможность выбирать уровень контрастности и яркости изображения на экране [22].

Должна предусматриваться возможность регулирования экрана:

- по высоте +3 см;
- по наклону от 10 до 20 градусов относительно вертикали;
- в левом и правом направлениях.

Клавиатуру следует располагать на поверхности стола на расстоянии 100-300 мм от края. Нормальным положением клавиатуры является её размещение на уровне локтя оператора с углом наклона к горизонтальной плоскости 15°. Более удобно работать с клавишами, имеющими вогнутую поверхность, четырёхугольную форму с закруглёнными углами. Конструкция клавиши должна обеспечивать оператору ощущение щелчка. Цвет клавиш должен контрастировать с цветом панели.

При однообразной умственной работе, требующей значительного нервного напряжения и большого сосредоточения, рекомендуется выбирать неяркие, малоконтрастные цветочные оттенки, которые не рассеивают внимание (малонасыщенные оттенки холодного зеленого или голубого цветов). Во время работы, требующей интенсивной умственной либо физической

напряженности, рекомендуются оттенки тёплых тонов, которые возбуждают активность человека.

4.3 Условия безопасной работы

Основные параметры, характеризующие условия труда:

- микроклимат;
- шум;
- вибрация;
- электромагнитное поле;
- излучение;
- освещённость.

Воздух рабочей зоны (микроклимат) производственных помещений определяют следующие параметры: температура, относительная влажность, скорость движения воздуха. Оптимальные и допустимые значения характеристик микроклимата приведены в таблице 4.2.

Таблица 4.2 – Оптимальные и допустимые параметры микроклимата

Период года	Температура, °C	Относительная влажность, %	Скорость движения воздуха, м/с
Холодный и переходный	23-25	40-60	0,1
Тёплый	23-25	40	0,1

К мероприятиям по оздоровлению воздушной среды в производственном помещении относятся: правильная организация вентиляции и кондиционирования воздуха, отопление помещений. Вентиляция может осуществляться естественным и механическим путём. В помещение должны подаваться следующие объёмы наружного воздуха: при объёме помещения до 20 м³ на человека – не менее 30 м³ в час на человека; при объёме помещения

более 40 м^3 на человека и отсутствии выделения вредных веществ допускается естественная вентиляция.

Система отопления должна обеспечивать достаточное, постоянное и равномерное нагревание воздуха. В помещениях с повышенными требованиями к чистоте воздуха должно использоваться водяное отопление. Параметры микроклимата в используемой лаборатории регулируются системой центрального отопления, и имеют следующие значения: влажность – 40%, скорость движения воздуха – 0,1 м/с, температура летом – 20-25 °С, зимой – 13-15 °С. В лаборатории осуществляется естественная вентиляция. Воздух поступает и удаляется через щели, окна, двери. Основной недостаток такой вентиляции в том, что приточный воздух поступает в помещение без предварительной очистки и нагревания.

Шум и вибрация ухудшают условия труда, оказывают вредное воздействие на организм человека, а именно, на органы слуха и на весь организм через центральную нервную систему. В результате этого ослабляется внимание, ухудшается память, снижается реакция, увеличивается число ошибок при работе. Шум может создаваться работающим оборудованием, установками кондиционирования воздуха, осветительными приборами дневного света, а также проникать извне. При выполнении работы на ПЭВМ уровень шума на рабочем месте не должен превышать 50 дБ.

Экран и системные блоки производят электромагнитное излучение. Основная его часть происходит от системного блока и видеокабеля. Напряженность электромагнитного поля на расстоянии 50 см вокруг экрана по электрической составляющей должна быть не более:

- в диапазоне частот 5 Гц – 2 кГц: 25 В/м;
- в диапазоне частот 2 кГц – 400 кГц: 2,5 В/м.

Плотность магнитного потока должна быть не более:

- в диапазоне частот 5 Гц – 2 кГц: 250 нТл;
- в диапазоне частот 2 кГц – 400 кГц: 25 нТл.

Существуют следующие способы защиты от ЭМП:

- увеличение расстояния от источника (экран должен находиться на расстоянии не менее 50 см от пользователя);
- применение приэкранных фильтров, специальных экранов и других средств индивидуальной защиты.

При работе с компьютером источником ионизирующего излучения является дисплей. Под влиянием ионизирующего излучения в организме может происходить нарушение нормальной свертываемости крови, увеличение хрупкости кровеносных сосудов, снижение иммунитета и др. Доза облучения при расстоянии до дисплея 20 см составляет 50 мкР/час. По нормам конструкция ЭВМ должна обеспечивать мощность экспозиционной дозы рентгеновского излучения в любой точке на расстоянии 0,05 м от экрана не более 100 мкР/час [22].

Утомляемость органов зрения может быть связана как с недостаточной освещенностью, так и с чрезмерной освещенностью, а также с неправильным направлением света.

4.4 Электробезопасность

В зависимости от условий в помещении опасность поражения человека электрическим током увеличивается или уменьшается. Не следует работать с ЭВМ в условиях повышенной влажности (относительная влажность воздуха длительно превышает 75 %), высокой температуры (более 35 °С), наличии токопроводящей пыли, токопроводящих полов и возможности одновременного прикосновения к имеющим соединение с землей металлическим элементам и металлическим корпусом электрооборудования. Оператор ЭВМ работает с электроприборами: компьютером (дисплей, системный блок и т.д.) и периферийными устройствами. Опасность поражения электрическим током существует в следующих случаях:

- при непосредственном прикосновении к токоведущим частям во время ремонта ЭВМ;

- при прикосновении к нетоковедущим частям, оказавшимся под напряжением (в случае нарушения изоляции токоведущих частей ЭВМ);
- при прикосновении с полом, стенами, оказавшимися под напряжением;
- при коротком замыкании в высоковольтных блоках: блоке питания и блоке дисплейной развёртки [23].

Электрический ток, проходя через тело человека, оказывает тепловое, химическое и биологическое воздействие.

Термическое действие тока подразумевает появление на теле ожогов различных форм и размеров, перегревание кровеносных сосудов и нарушение функциональности внутренних органов, которые находятся на пути протекания тока.

Электролитическое действие проявляется в расщеплении крови и иной органической жидкости в тканях организма, вызывая существенные изменения ее физико-химического состава.

Биологическое действие вызывает нарушение нормальной работы мышечной системы. Возникают непроизвольные судорожные сокращения мышц. Кроме того, такое действие оказывает влияние на органы дыхания и кровообращения, такие как легкие и сердце. Оно может привести к нарушению их нормальной работы, в том числе и к абсолютному прекращению их функциональности.

Мероприятия по обеспечению электробезопасности электроустановок:

- отключение напряжения с токоведущих частей, на которых или вблизи которых будет проводиться работа, и принятие мер по обеспечению невозможности подачи напряжения к месту работы;
- вывешивание плакатов, указывающих место работы;
- заземление корпусов всех установок через нулевой провод;
- покрытие металлических поверхностей инструментов надежной изоляцией;

– недоступность токоведущих частей аппаратуры (заключение в корпуса электропоражающих элементов, заключение в корпус токоведущих частей).

4.5 Пожарная и взрывная безопасность

В зависимости от характеристики используемых в производстве веществ и их количества, по пожарной и взрывной опасности помещения подразделяются на категории А, Б, В, Г, Д. Так как помещение по степени пожаровзрывоопасности относится к категории В, т.е. к помещениям с твердыми сгорающими веществами, необходимо предусмотреть ряд профилактических мероприятий.

Возможные причины загорания:

- неисправность токоведущих частей установок;
- работа с открытой электроаппаратурой;
- короткие замыкания в блоке питания;
- несоблюдение правил пожарной безопасности;
- наличие горючих компонентов: документы, двери, столы, изоляция кабелей и т.п.

Мероприятия по пожарной профилактике подразделяются на организационные, технические, эксплуатационные и режимные мероприятия.

Организационные мероприятия предусматривают правильную эксплуатацию оборудования, правильное содержание зданий и территорий, противопожарный инструктаж рабочих и служащих, обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности, издание инструкций, плакатов, наличие плана эвакуации.

К техническим мероприятиям относятся: соблюдение противопожарных правил, норм при проектировании зданий, при устройстве электропроводов и оборудования, отопления, вентиляции, освещения, правильное размещение оборудования.

К режимным мероприятиям относятся следующие: установление правил организации работ, и соблюдение противопожарных мер. Для предупреждения возникновения пожара от коротких замыканий, перегрузок и т. д. необходимо соблюдение следующих правил пожарной безопасности:

- исключение образования горючей среды (герметизация оборудования, контроль воздушной среды, рабочая и аварийная вентиляция);
- применение при строительстве и отделке зданий негорючих или трудно сгораемых материалов;
- правильная эксплуатация оборудования (правильное включение оборудования в сеть электрического питания, контроль нагрева оборудования);
- правильное содержание зданий, территорий (исключение образования источника воспламенения – предупреждение самовозгорания веществ, ограничение огневых работ);
- обучение производственного персонала правилам противопожарной безопасности;
- издание инструкций, плакатов, наличие плана эвакуации;
- соблюдение противопожарных правил, норм при проектировании зданий, при устройстве электропроводов и оборудования, отопления, вентиляции, освещения;
- правильное размещение оборудования;
- своевременный профилактический осмотр, ремонт и испытание оборудования [23].

При возникновении аварийной ситуации необходимо:

- сообщить руководителю;
- позвонить в аварийную службу или МЧС – тел. 112;
- принять меры в соответствии с инструкцией.

Заключение

В результате анализа нейтронно-физических параметров топливной композиции на базе дисперсионного ядерного топлива ($\text{UO}_2 + \text{ZrAl}_3$) для реактора ВВЭР-1200 определено, что самоподдерживающаяся цепная реакция деления возможна при заданном материальном составе и геометрических особенностях тепловыделяющей сборки реактора.

В рамках нейтронно-физического расчета для «горячего» состояния ядерного реактора определено значение запаса реактивности в начале кампании $\rho = 26,199\%$ для выбранной дисперсионной топливной композиции, которое превышает значение аналогичной нейтронно-физической величины для керамического ядерного топлива (UO_2) на $0,218\%$.

Определена длительность кампании ядерного топлива при различном обогащении (4 %, 10 %, 15 %). Получены необходимые значения, которые, соответственно, равны 250 эф. сут., 780 эф. сут. и 1170 эф. сут. Тогда можно сделать вывод о том, что исследуемая дисперсионная топливная композиция может быть применена в реакторной установке ВВЭР-1200 с условием повышения обогащения в ней до 11-15 %.

Стоит отметить, что выбранная дисперсионная топливная композиция на основе $\text{UO}_2 + \text{ZrAl}_3$ имеет отличные теплофизические, противокоррозионные и нейтронно-физические свойства по сравнению со штатным керамическим ядерным топливом на основе UO_2 .

Значение коэффициента теплопроводности для выбранной топливной композиции на порядок выше, чем для керамического ядерного топлива. Соответственно, значения температурных градиентов в дисперсионном ядерном топливе ниже, чем в керамическом ядерном топливе, что понижает риск растрескивания топливной таблетки во время эксплуатации ядерного реактора и позволяет эксплуатировать твэлы в маневренных режимах с дополнительной надежностью, сделать их более безопасными в аварийных ситуациях, а также снизить риск их разгерметизации.

Кроме того, хорошие теплопроводящие свойства дисперсионного ядерного топлива дают возможность эксплуатировать реакторную установку при пониженной температуре топлива, что увеличивает вероятность для нейтрона избежать резонансного захвата и, соответственно, эффективный коэффициент размножения нейтронов. Данная закономерность обуславливается эффектом Доплера.

Таким образом, дисперсионное топливо сочетает в себе прочность керамического топлива с пластичностью матрицы и ее хорошими теплофизическими свойствами.

Алюминиды циркония обладают уникальным сочетанием физико-механических свойств, таких как высокая температура плавления, высокий коэффициент теплопроводности, отличные прочностные характеристики и радиационная стойкость.

Список публикаций студента

1. Mechanical activation influence on the morphological properties of $\text{La}_2\text{O}_3\text{-TiO}_2\text{-B}$ / O.Y. Dolmatov, V.V. Zakusilov, M.S. Kuznetsov, N.O. Pimenov, S.S. Chursin // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. – 2016. – Vol. 124, Article number 012120. – p. 1-7.

2. The Study of Hydrogen Accumulation Dynamics in Ti-6Al-4V Nanocrystalline Alloy / N.O. Pimenov, N.N. Nikitenkov, V.S. Sypchenko, E.N. Stepanova, Y.I. Tyurin // Advanced Materials Research. – 2015. – Vol. 1097. – p. 17-21.

3. Ценности современной молодежи / Н.А. Вторушин, М.А. Матвиенко, К.Е. Егушев, Н.О. Пименов, Р.Р. Файрузов // Молодой ученый. – 2015. – № 10 (90). – С. 1523-1525.

4. Renewable resources as energy-efficient sources / [Electronic resources] / S.V. Belyavsky, N.O. Pimenov // Методология проектирования молодежного научно-инновационного пространства как основа подготовки современного инженера: сборник научных трудов международной молодежной научной школы, Томск, 2-4 Апреля 2014. – Томск: ТПУ, 2014. – С. 18-21. – Mode of access: <http://portal.tpu.ru/science/konf/mps/digest>.

5. Methods having influence on combustion in the mode of self-propagating high-temperature synthesis / V.V. Zakusilov, N.O. Pimenov // Энергетика: эффективность, надежность, безопасность: материалы трудов XXI Всероссийской научно-технической конференции: в 2 т., Томск, 2-4 Декабря 2015. – Томск: Скан, 2015. – Т. 2. – С. 130-132.

6. Static strength calculation of DN 350 branch pipe cutting-in in the main circulation pipeline of reactor plant WWER-1000 / A.E. Ovsenyov, N.O. Pimenov, A.O. Semenov, I.S. Bibik, M.M. Balachkov // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering. – 2019. – Vol. 487, Article number 012005. – p. 1-7.

7. Получение матричного материала для дисперсионного ядерного топлива на основе соединений циркония и алюминия / О.Ю. Долматов, Д.К.

Колядко, Н. Пименов, С.С. Чурсин // 19-я международная конференция молодых специалистов по ядерным энергетическим установкам: сборник докладов, Подольск, 12-13 Апреля 2017. – Подольск: Гидропресс, 2017. – С. 366-372.

8. Формирование рекомендаций к обеспечению безопасного обращения с отработавшим ядерным топливом / Е.Е. Пермикина (Павлова), Н. Пименов, А.Е. Овсенёв // Наука и молодежь: проблемы, поиски, решения: труды всероссийской научной конференции студентов, аспирантов и молодых ученых, Новокузнецк, 13-15 Июня 2018. – Новокузнецк: СибГИУ, 2018. – Т. 2. Естественные и технические науки. – С. 356-359.

9. Расчет на статическую и циклическую прочность крышки реактора ВВЭР-1000 / А.Е. Овсенёв, Н. Пименов, И.С. Бибик // Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения: тезисы докладов всероссийской молодёжной конференции, Димитровград, 27-29 Марта 2018. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2018. – С. 43-46.

10. Определение динамики изменения давления газообразных продуктов деления на ТВЭЛ с внутренней стороны в процессе эксплуатации керамического ядерного топлива в реакторе ВВЭР / Н. Пименов, Е.Е. Пермикина (Павлова), М.М. Балачков // Техногенные системы и экологический риск: тезисы докладов II Международной (XV Региональной) научной конференции, Обнинск, 19-20 Апреля 2018. – Москва: НИЯУ МИФИ, 2018. – С. 29-30.

11. Оценка шлакования реактора ввэр при переходе от традиционного керамического топлива к дисперсионному ядерному топливу с интерметаллидной матрицей на основе системы "цирконий - алюминий" / Н. Пименов, С.С. Чурсин, А.А. Пермикин // Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения: тезисы докладов всероссийской молодёжной конференции, Димитровград, 27-29 Марта 2018. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2018. – С. 83-86.

12. Study of leaching rates of matrix product with radioactive waste simulator / A.E. Ovsenyov, M.M. Balachkov, N.O. Pimenov // Актуальные проблемы инновационного развития ядерных технологий: материалы конференции в рамках Научная сессия НИЯУ МИФИ, Северск, 2-6 Апреля 2018. – Северск: СТИ НИЯУ МИФИ, 2018. – С. 57.

13. Оценка влияния компенсирующих стержней на спектр плотности потока нейтронов / А.А. Пермикин, Н. Пименов // Актуальные проблемы инновационного развития ядерных технологий: материалы конференции в рамках Научная сессия НИЯУ МИФИ, Северск, 2-6 Апреля 2018. – Северск: СТИ НИЯУ МИФИ, 2018. – С. 134.

14. Определение динамики накопления актиноидов в процессе эксплуатации реактора ВВЭР с использованием программного комплекса MSU5 / Н. Пименов, Е.Е. Пермикина (Павлова), А.Е. Овсенёв // Актуальные проблемы инновационного развития ядерных технологий: материалы конференции в рамках Научная сессия НИЯУ МИФИ, Северск, 2-6 Апреля 2018. – Северск: СТИ НИЯУ МИФИ, 2018. – С. 63.

15. Определение нейтронно-физических параметров топливных загрузок на базе дисперсионно топлива для реактора ВВЭР / [Электронный ресурс] / Н. Пименов, С.С. Чурсин, М.М. Балачков // Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики: сборник докладов V Международной научно-технической конференции, Москва, 2-5 октября 2018. – Москва: Издательство АО «НИКИЭТ», 2018. – С. 1368-1371.

16. The Design Analysis of Resistance to Brittle Crushing of WWER-1000 Reactor Head / A.E. Ovsenyov, N.O. Pimenov, I.S. Bibik // Journal of Physics: Conference Series. – 2019. – Vol. 1189, Article number 012051. – p. 1-6.

17. Production of Zirconium Aluminides by Self-Propagating High-Temperature Synthesis / O.Yu. Dolmatov, D.K. Kolyadko, N.O. Pimenov, S.S. Chursin // Key Engineering Materials. – 2018. – Vol. 769. – p. 66-71.

Список использованных источников

1. Физический расчет ядерного реактора на тепловых нейтронах: учебное пособие / В.И. Бойко, Ф.П. Кошелев, И.В. Шаманин., Г.Н. Колпаков, О.В. Селиваникова. – Томск: Издательство ТПУ, 2009. – 504 с.
2. Мерзликин Г.Я. Основы теории ядерных реакторов. Курс для эксплуатационного персонала АЭС / – Севастополь: СИЯЭиП, 2001. – 340 с.
3. Топливные материалы в ядерной энергетике / В.И. Бойко, Г.Н. Колпаков, О.В. Селиваникова. – Томск: Издательство ТПУ, 2008. – 186 с.
4. Дисперсионное ядерное топливо / С.В. Алексеев, В.А. Зайцев, С.С. Толстоухов. – Москва: ТЕХНОСФЕРА, 2015. – 248 с.
5. Материалы ядерной техники: Учебник для вузов / В.В. Герасимов, А.С. Монахов. – М.: Энергоиздат, 1982. – 288 с.
6. Реакторное материаловедение / Д.М. Скоров, Ю.Ф. Бычков. – М.: Атомиздат, 1968. – 344 с.
7. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов: Учебное пособие для вузов / Г.Г. Бартоломей, Г.А. Бать, В.Д. Байбаков, М.С. Алтухов. – М.: Энергоиздат, 1982. – 511 с.
8. Описание применения и инструкция для пользователя MCU5TPU / М.И. Гуревич, Д.С. Олейник, Д.А. Шкаровский, М.С. Юдкевич. – Томск: Издательство ТПУ. – 140 с.
9. Тепловыделение в ядерном реакторе / Е.С. Глушков, В.Е. Демин, Н.Н., Пономарев-Степной, А.А. Хрулев. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 160 с.
10. Групповые константы для расчета ядерных реакторов / Л.П. Абагян, Н.О. Базазянц, И.И. Бондаренко, М.Н. Николаев. – М.: Атомиздат, 1964. – 139 с.
11. Климов А.Н. Ядерная физика и ядерные реакторы / – М.: Издательство АТП, 2015. – 352 с.
12. Фрост Б. Твэлы ядерных реакторов: Пер. с англ. / – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 248 с.

13. Гуревич М.И. Расчет переноса нейтронов методом Монте-Карло по программе MCSU5: Учебное пособие / – М.: НИЯУ МИФИ. – 154 с.
14. Шкаровский Д.А. Описание применения и инструкция для пользователей программ, собранных из модулей пакета MCSU5: Учебное пособие / – М.: Астрель. – 136 с.
15. Технология урана и плутония: учебное пособие / А.А. Маслов, Г.В. Каляцкая, Г.Н. Амелина, А.Ю. Водянкин, Н.Б. Егоров. – Томск: Издательство ТПУ, 2007. – 97 с.
16. Топливо и материалы ядерной техники: учебное пособие / Л.А. Беляев, А.В. Воробьев, П.М. Гаврилов, Д.В. Гвоздяков, В.Е. Губин. – Томск: Издательство ТПУ, 2010. – 275 с.
17. Cermet fuel for fast reactor – Fabrication and characterization / Sudhir Mishra, P.S. Kutty, T.R.G. Kutty, Shantanu Das, G.K. Dey, Arun Kumar // Journal of Nuclear Materials, Volume 512, 15 December 2018. – p. 480.
18. Почти все о ядерном реакторе / Л.В. Матвеев, А.П. Рудик. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 240 с.
19. Основы функционально-стоимостного анализа: Учебное пособие / М.Г. Карпунин, Б.И. Майданчик. – М.: Энергия, 1980. – 175 с.
20. Скворцов Ю.В. Организационно-экономические вопросы в дипломном проектировании: Учебное пособие / – М.: Высшая школа, 2006. – 399 с.
21. Кукин П.П. Безопасность жизнедеятельности. Безопасность технологических процессов и производств: учеб. пособие / – М.: Высшая школа, 1999. – 318 с.
22. Об основах охраны труда в Российской Федерации: Федеральный закон от 17 июля 1999 № 181 – ФЗ // Российская газ. – 1999. – 24.07. – С. 4.
23. ГОСТ 12.1.038-82. ССБТ. Электробезопасность [Текст]. – Введ. 1983-01-07. – М.: Издательство стандартов, 1988. – 2 с.
24. Нейтронная физика: Пер. с англ. / К. Бекурц, К. Виртц. – М.: Атомиздат, 1968. – 347 с.

25. Физическая теория ядерных реакторов: Пер. с англ. / А. Вейнберг, Е. Вигнер. – М.: Изд-во иностр. лит., 1961. – 401 с.
26. Кипин Дж.Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов: Пер. с англ. / – М.: Атомиздат, 1967. – 332 с.
27. Власов Н.А. Нейтроны / – М.: Атомиздат, 1971. – 297 с.
28. Теория ядерных реакторов: Пер. с англ. / Д. Белл, С. Глесстон. – М.: Атомиздат, 1974. – 411 с.
29. Владимиров В.И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов / – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 325 с.
30. Организация итерационного процесса при численном восстановлении спектра нейтронов в размножающей системе с графитовым замедлителем / А.В. Головацкий, В.Н. Нестеров, И.В. Шаманин // Известия высших учебных заведений. Физика. – 2010. – Т. 53. № 11. – С. 10-14.
31. Использование программы ORIGEN-ARP при расчете изотопного состава отработанного топлива реактора ВВЭР-1000 / И.В. Шаманин, С.В. Беденко, А.О. Павлюк, В.А. Лызко // Известия ТПУ. – 2010. – Т. 317. № 4. – С. 25-28.
32. Calculation of «full core» VVER-1000 benchmark / S.S. Aleshin, A.S. Bikeev, D.S. Oleynik, A.I. Shcherenko // Kerntechnik. – 2018. Vol. 83. № 4. – p. 294-298.
33. Study of neutron-physical characteristics of VVER-1200 considering feedbacks using MCU Monte Carlo code / A.S. Bikeev, E.V. Bogdanova, E.K. Kosourov, D.A. Shkarovsky, M.A. Kalugin // Kerntechnik. – 2018. Vol. 83, № 4, – p. 299-306.
34. Simulation of VVER-1000 startup physics tests using the MCU Monte Carlo code / A. Bikeev, M. Kalugin, A. Shcherenko, D. Shkarovsky // Annals of Nuclear Energy. – 2018. Vol. 117. – p. 60-66.
35. Оптимизация параметров расчётной схемы при моделировании выгорания активной зоны ВВЭР-1000 по прецизионной программе MCU / А.С.

Бикеев, Ю.С. Дайченко, М.А. Калугин, Д.А. Шкаровский // Вопросы атомной науки и техники. Серия: ядерно-реакторные константы. – 2018. № 4. – С. 5-14.

36. Использование методики приближённого расчёта сечений малозначащих нуклидов при моделировании выгорания активной зоны ВВЭР-1000 по прецизионной программе MCU / А.С. Бикеев, М.А. Калугин, Д.А. Шкаровский, В.В. Шкитырь // Вопросы атомной науки и техники. Серия: ядерно-реакторные константы. – 2018. № 4. – С. 23-32.

37. Бикеев А.С. Прецизионный расчет по программе MCU некоторых нейтронно-физических характеристик ВВЭР-1000 / Атомная энергия. – 2015. Т. 118, № 4. – С. 188–191.

38. Study of Neutron-Physical Characteristics of VVER-1200 Considering Feedbacks Using MCU Monte Carlo Code / A.S. Bikeev, E.V. Bogdanova, E.K. Kosourov, D.A. Shkarovsky // 27-th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety. Munich, Germany, 17-20 October 2017.

39. Applying full multigroup cell characteristics from MCU code to finite difference calculations of neutron field in VVER core / S.S. Gorodkov, M.A. Kalugin. // Kerntechnik. – 2015. Vol. 80, № 4. – p. 321-325.

40. Overview of the MCU Monte Carlo Software Package / M.A. Kalugin, D.S. Oleynik, D.A. Shkarovsky // Annals of Nuclear Energy. – 2015. Vol. 82. – p.54-62.

Приложение А
(справочное)

**Neutron-physical calculation of fuel composition based on dispersed nuclear fuel
in the reactor plant WWER-1200**

Студент:

Группа	ФИО	Подпись	Дата
0AM72	Пименов Никита		

Консультант школы отделения ИЯТШ ОЯТЦ

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Доцент ОЯТЦ	Кузнецов М.С.	к.т.н.		

Консультант-лингвист отделения иностранных языков ШБИП

Должность	ФИО	Ученая степень, звание	Подпись	Дата
Преподаватель	Шайкина О.И.			

Abstract

Graduation qualification work 92 p., 21 fig., 24 tables, 40 references, 3 app.

Key words: nuclear reactor, MCU, neutron-physical calculation, WWER, reactor poisoning, dispersed nuclear fuel, intermetallic compounds.

The research object is a water-water energetic reactor.

The research goal is to perform the neutron-physical calculation of fuel composition based on dispersed nuclear fuel (DNF) in the reactor plant WWER-1200 using a program complex MCU5TPU.

The paper presents the estimated neutron-physical calculation of WWER-1200 reactor core while varying of loading patterns based on dispersion nuclear fuel with intermetallic matrix. This work presents the studying of neutron-physical properties of DNF based on UO_2 in Zr-Al matrix and the modeling of neutron-physical parameters of developed DNF with the object of defining allowed proportions of matrix material and ceramic fuel in order to reach the balance between temperature gradient in fuel and stored reactivity level for realization of increase of nuclear fuel energy yield. The modeling of neutron-physical properties was performed in the precision program complex MCU5TPU.

As a result of the work, the composition based on intermetallic compound ZrAl_3 with dispersed uranium dioxide was chosen as the most promising fuel composition in the context of neutron-physical characteristics. The neutron-multiplying properties of chosen fuel composition and the neutron spectrum during the operating of nuclear reactor at nominal power level have been determined.

At the moment, further research is being conducted on the possibility of DNF implementation in the operated reactor installations.

Introduction

A constant development of nuclear power causes a development of reactor materials. The most important part of reactor plant is nuclear fuel. There are a lot of variants of fuel compositions: a metallic fuel and more advanced oxide, nitride and carbide ceramics.

Nowadays the ceramic nuclear fuel is traditionally used in the nuclear power. This fuel type has the significant disadvantage – low coefficient of thermal conductivity. Therefore, the relevant work area is a development of new fuel type, which does not have this disadvantage, while the reliability and operating safety of nuclear facility are saved at the target level.

However, nowadays one of the most future-oriented compositions is dispersed nuclear fuel (DNF). DNF is a combination of metal and ceramic properties (a high thermal conductivity, a radiation hardness, etc.) that makes it different from other fuel types. DNF is a fuel composition containing two and more phases, where the first one is a fissile material and the second one is a non-active matrix providing a great heat removal. The fission processes in DNF and the damage related to them are concentrated in the fissile material phase while the matrix should stay undamaged. DNF is one of the promising fuel compositions for nuclear power development. The advantage of DNF is high radiation hardness and high coefficients of thermal conductivity. Metals, alloys and intermetallic compounds can be used as matrix elements. Thus, DNF combines ceramic fuel strength with matrix plasticity and allows realizing the concept of nuclear fuel with satisfactory thermal-physical and neutron-physical properties.

The intermetallic compounds are of the utmost interest among the functional materials so that they can be used in the nuclear power plants engineering. In this work a great attention was paid to a material based on zirconium aluminides and obtained with a method of high-temperature synthesis (SHS).

The intermetallides, zirconium aluminides, in particular, were studied in the paper as matrix materials due to unique combination of their physical and mechanical

properties, such as high melting point, low density, high strength and resistance to creep.

Owing to increase of energy consumption there is much tension around the issue of increase of nuclear fuel utilization efficiency in power reactors what leads to the necessity of improvement of fuel operational characteristics. The way of solving this problem is to produce new fuel types for nuclear power plants as well as to develop the manufacturing techniques of new high-quality nuclear fuel type meeting hard requirements.

One of the ways of future sustainable energetics creation is a nuclear energy application. Nowadays the great part of nuclear electric energy is accumulated in light-water reactor plants. A modernization of the existent and proved themselves in the IAEA light-water reactor plants is considered as priorities of the nuclear power development.

DNF became widely used in cores of reactors with different functions as well as in light-water reactor plants. The fuel rods with a dispersed type of fuel assure a reliable retention of all fission products. The high thermal conductivity of dispersed nuclear fuel allows using it under heavy thermal exertion.

Nowadays DNF projects are rather actively developed. However, despite its multiplicity there is a lack of information about DNF properties and its behavior in different reactor plants. This fact defines the actuality of given work.

1 Literary review

1.1 Features of reactor plant WWER-1200

WWER-1200 is a flagship nuclear reactor and a core product of ROSATOM's integrated solution. Being an evolution of WWER-1000 reactors that were built in Iran (Bushehr), India (Kudankulam) and China (Tianwan) in the 1990s and 2000s, the new design features improved performance across all parameters and a range of additional safety systems preventing radioactive substances from getting out of hermetically sealed containment in cases of emergency. WWER-1200 has a 20 % higher power capacity while having a size comparable to WWER-1000. It also has an extended 60-year service life, load following capability, high capacity utilization (90%), and an 18-month refueling cycle. The unit is expected to produce 9,1 trillion kWh per year compared to the WWER-1000's 7,5 trillion kWh per year. The number of personnel has been decreased by 30 % to 40 % (on a per MW basis) due to automation, and the centralization of functions and processes. Other innovative design aspects have been employed to cut costs. For example, the project employs only one cooling tower instead of two.

The new reactor was designed at Kurchatov Institute (Moscow) and OKB Hidropress (Podolsk) and is manufactured by Atommash (Volgodonsk). The design provides for a fuel burnup of up to 70 MWd/kgU. WWER-1200 can be optionally matched with a half-speed turbine and operate in a load following mode. Many modifications have been made to reactor internals (core barrel, core baffle, protective tube unit and sensors) to prevent accidents and extend the service life to 60 years. The reactor is also designed to accommodate MOX fuel.

WWER is a thermal neutron reactor with pressurized water used both as coolant and moderator. Its design provides for a two-circuit steam generating system with four cooling loops, main circulation pump, pressurizer, relief and emergency valves on steam pipes, and accumulator tanks of the emergency core cooling system (ECCS). Thus, WWER-1200 combines reliability of time-proven engineering

solutions with a set of active and passive safety systems compliant with post-Fukushima requirements.

A spent fuel pool inside the containment, inter-containment space ventilation filters, a core catcher with a sacrificial concrete layer, an unparalleled passive heat removal system, and other cutting-edge technologies incorporated into WWER-1200 design undoubtedly make it a Generation III+ reactor. The emergency core cooling system also features advanced technologies, and one of them is cold boric acid stored under pressure in special tanks. In case of containment or pipeline rupture, valves open and boric acid is injected into the reactor core to stop the chain reaction and cool down the reactor. ECCS combined with other systems guarantees an extreme degree of the reactor safety.

The main principles underpinning the WWER-1200 (AES-2006) design are:

- maximum use of proven technologies;
- minimum cost and construction times;
- balanced combination of active and passive safety systems in general to manage beyond design basis
- accidents;
- reduction in the influence of human factors on overall safety [1].

The nuclear part of the plant is housed in a single building acting as containment and missile shield. Besides the reactor and steam generators this includes an improved refueling machine, and the computerized reactor control systems. Likewise protected in the same building are the emergency systems, including an emergency core cooling system, emergency backup diesel power supply, and backup feed water supply,

The first WWER-1200 reactor was installed at Novovoronezh II Unit 6 brought online in August 2016. Generation III+ reactors are currently under construction in the USA, France and other countries, but Novovoronezh II was the first nuclear station to start up the latest generation reactor. The plans are to build the same design units at Leningrad II and in Belarus (near the town of Ostrovets, Grodno Region).

The design service life of the reactor pressure vessel is 60 years, with maximum neutron flux of $4,22 \cdot 10^{19}$ neutron/cm² (> 0,5 MeV) at the level of the surveillance specimens for the whole service life, and at the level of the top of the core of $1,28 \cdot 10^{19}$ neutron/cm². Measures to extend vessel service life have included: limitation of nickel content in welds; limitation of impurities in base metal and welds; decrease in ductile to brittle transition temperature of the nozzle area shell material to minus 35 °C; and reduction of neutron flux at vessel walls by increasing vessel diameter. The reactor vessel internals include core barrel, core baffle, protective tube unit and in-core instrumentation system parts in the upper plenum of the vessel, the core itself, control rods and ICID (in-core instrumentation detector) sensors. The reactor vessel head is integrated structurally with the upper assembly. The CPS (control and protection system) drive housings are installed on the reactor vessel head. The core barrel, core baffle and protective tube unit are kept from lifting under normal operating conditions by their weight plus hold-down assemblies employing elastic components made of thermo-expanded graphite. This performs better than the materials used in the W-320 reactor, with a service life of at least four years without replacement [2].

The main coolant (primary) pipework connecting the reactor, steam generators and reactor coolant pumps has a nominal diameter, D_{nom}, of 850 mm, with a service life of 60 years. The nominal external diameter is 990 mm and the nominal wall thickness is 70 mm. The total length is 146 m. The main coolant piping is designed to meet all necessary conditions of the «leak-before-break» concept: material properties, stress analysis, in-service inspections and leak monitoring.

The reactor (main) coolant pump is of the GCNA-1391 type. The RCP is equipped with a flywheel providing smooth main coolant circulation rundown during accident scenarios with loss of power. This permits adequate reactor cooling until the reactor is shutdown and decay heat has dropped to level where it can be safely removed by natural circulation. The design incorporates experience gained from the GCN-195M type pumps employed in the II-320 reactor and from the first GCNA-

1391 pumps, which have operated reliably at Tianwan since 2007. Basic data for the GCNA-1391 pump is as follows:

- capacity, 22 000 m³ /h;
- head, 0,588 MPa;
- nominal suction pressure, 16,02 MPa;
- rpm, 1000;
- power consumption, hot, < 5 MW;
- power consumption, cold, < 6,8 MW;
- supply current frequency, 50 Hz;
- weight (without motor), 75,5 t;
- service life, 60 years.

The GCNA-1391 is a vertical pump set, consisting of a centrifugal single-stage pump with a mechanically sealed shaft and spherical welded-forged casing and asynchronous two-speed electric motor with a flywheel. The cooling of pump motor and lubrication of all bearings is provided by water. Oil-free cooling and lubrication eliminates the risk of oil fire inside the reactor containment building. The seal design ensures that rated leakage through the pump is very small when the pump is stopped and no active cooling or water injection to the seal is provided. This eliminates the pump as a possible cause of a loss of reactor coolant accident in the event of long term loss of all electrical power. When developing the pump design special attention was paid to repairability and reduced maintenance requirements. The pump design allows replacement of main components without unsealing the main joint, which considerably facilitates maintenance and repair.

In WWER reactor plants, high volume pressurizers have always been used, thus assuring a high level of reactor safety owing to the large coolant inventory in the primary circuit. In the WWER-1200 design, a modernized system for even better pressure control under transients is used. The new system has an additional line of controlled water injection to the steam space.

The reactor core comprises 163 fuel assemblies. Reactor output is controlled using the 121 control rods of the control and protection system, by burnable neutron

absorber in the fuel rods, and by change of boric acid concentration in the primary circuit water. In the WWER-1200 design hexagonal fuel assemblies are used with these characteristics:

- 13 spacer grids (including the anti-vibration one);
- located with a gap of 340 mm;
- height of fuel column 3,73 m;
- weight of fuel UO_2 – up to 534 kg;
- enrichment – up to 4,95 %;
- quickly removable fastening of the top nozzle with the use of collets enabling quick disassembly and assembly for the replacement of leaky fuel rods;
- collet fastening of fuel rods;
- anti-debris filter (option) [3].

The WWER-1200 is offered with two steam turbine variants: Russian (LMZ) design full speed turbine manufactured by Power Machines; and Alstom Arabelle half speed design, which is to be used for the Baltic project, for example, and is proposed for MIR.1200 and Hanhikivi.

1.2 Dispersed nuclear fuel

Dispersion fuel elements are solid nuclear fuels used in nuclear reactors distinguished by having a fissionable material (such as compounds of uranium or plutonium, etc.) dispersed as small particles through a non-fissionable matrix of metal, ceramic or graphite, which are similar to particle-reinforced composites in the configurations.

The basic idea of dispersion fuels is to separate the fuel particles from the matrix material. When the majority of matrix is not damaged by the fission products, the fuel particles might be surrounded and restricted. Good thermal conductivity performance might be kept and higher burn-up might be achieved than the big block fuels (such as the traditional pellet-type fuels). Due to their high burn-up and thermal

conductivity, dispersion fuel elements are widely used in the research and test reactors and nuclear power reactors.

Nuclear wastes bring great challenge to science, technology and engineering. The European Union and USA are engaged in carrying out research on making use of dispersion fuel types to dispose nuclear wastes.

Nuclear fissions of fuel particles produce fission heat and the solid and inert gas fission products brought by nuclear fission might lead to volume swelling of fuel particles with increasing of burn-up, moreover, fission gas release might occur. Furthermore, the fission products and high energy ions produced by nuclear fissions might make the mechanical behaviors of the matrix materials change with burn-up. In order to realize high power, the volume loading of fuel particle in the dispersion fuels will have to achieve 50 %. As a result, the amount of fuel particles contained in the dispersion fuel plates generally may reach 10^8 - 10^9 . Adding to the complexities mentioned above, the fuel particles are not evenly distributed, which makes the structures of dispersion fuels very complicated and further increases the research difficulty.

The important application of dispersion fuels in the aspects of country economy and nuclear wastes with heavy radioactivity, the internal demanding environment and the complex stress states induced by the complicated structures all make the research on dispersion fuels not only have important practicality value, but also have scientific significance.

Since the experimental study of irradiation takes a lot of time, the cost is also very high, and it is difficult to observe on the spot, it is necessary to develop suitable theoretical models for carrying out numerical modeling in order to develop and create dispersion nuclear fuel cells with a long service life.

In the early years of 1950s and 1960s, some cursory reliability analysis existed without allowing for the mechanical behaviors of the fuel particles and matrix. Behavior with high fuel combustion is known as a key issue in terms of design and fuel reliability. Fuel design and reliability prediction is directly correlated to economic performance. It is necessary to accurately simulate the thermal and

mechanical behaviors besides the experimental research. Some research is conducted on fuel swelling: they adopted the spherical symmetry model without considering the mutual action among fuel particles, so the obtained matrix stresses are spherical symmetrical, which could not embody the actual stress state. Lately, in order to analyze the mutual action among the fuel particles more precisely, the analysis using FEM considering more actual particle distribution is presented. However, since the amount of the fuel particles is very large and the fission course is quite complex, the computation veracity and effectiveness are far from meeting the needs of the actual application. The relative research on dispersion fuel plate is limited.

Dispersion nuclear fuel elements have been widely used in research and test reactors since the reduced enrichment program for research and test reactors (RERTR) was launched in the 1970s.

This program has been tasked with the conversion of research reactors from high-enriched uranium (HEU) to low-enriched uranium (LEU) with U^{235} content of less than 20 %. These reactors could be used as a neutron source with high thermal neutron flux density for experimental purposes. In order to reach the requisite power density of the fuel element with low-enriched uranium, the needs to raise the density of the existing fuels should be met. Owing to the high uranium density of dispersion nuclear elements several kinds of dispersion fuels such as the U_3Si_2 dispersion fuel are formally qualified for reactor use and a good many research and test reactors have been converted to LEU fuels. A number of irradiation tests are being carried out in order to improve further performance of the current dispersion fuel elements.

The dispersion fuel elements (DFEs) have very complex in-pile thermal and mechanical behaviors. Nuclear fissions of the fuel particles attacked by the neutrons in the nuclear reactor produce fission heat along with the solid and inert gas fission products. For one thing, the fission products can lead to volume swelling of the fuel particles with increasing burn-up and the configuration of the fuel element will be updated accordingly; for another, the fission gas would migrate to the free volumes with rise of burn-up, and would form the bubble nucleus if caught by flaws, dislocation, and cavity on the grain boundary, then the bubble nucleus would grow

with absorption of the liberated fission gas. The nuclear experiment showed that the in-pile thermal-mechanical performance of the dispersion fuel element was intensely affected by the fuel volume fractions [4].

Since the irradiation experimental research is very time-consuming and the in-pile behaviors found in the experiment need to be interpreted, a numerical simulation is becoming an important approach to explain the experiment results and carry out the optimal design. Recently, the relative researches on the dispersion fuel plate with the finite element method (FEM) appeared and some specific codes for the thermal and thermal-mechanical analysis were developed and were upgraded.

In these studies, the dispersion fuel was usually considered as homogeneous, and the simulation was two-dimensional, that is, the mutual actions between the fuel particles and the matrix and the mutual actions between the fuel particles were not taken into account.

Cermet (ceramic-metallic) fuel is one of DNF type. Cermet fuel is typically formed by consolidation or densification of powders using powder metallurgy processes. It consists, basically, of a spherical Cermet UO_2 kernels embedded in a zirconium matrix coated with an outer zirconium layer as shown in Fig. 1. In fact, is divided into two regions: the inner region consists of coated fuel particles (kernels) embedded in a zirconium matrix. The outer region is made of a 300 μm thick protective zircaloy cladding. The dimension of the coated UO_2 kernels (500 μm) is significantly smaller than the neutron mean free path in the fuel so that the inner region can be homogenized for numerical calculations [5].

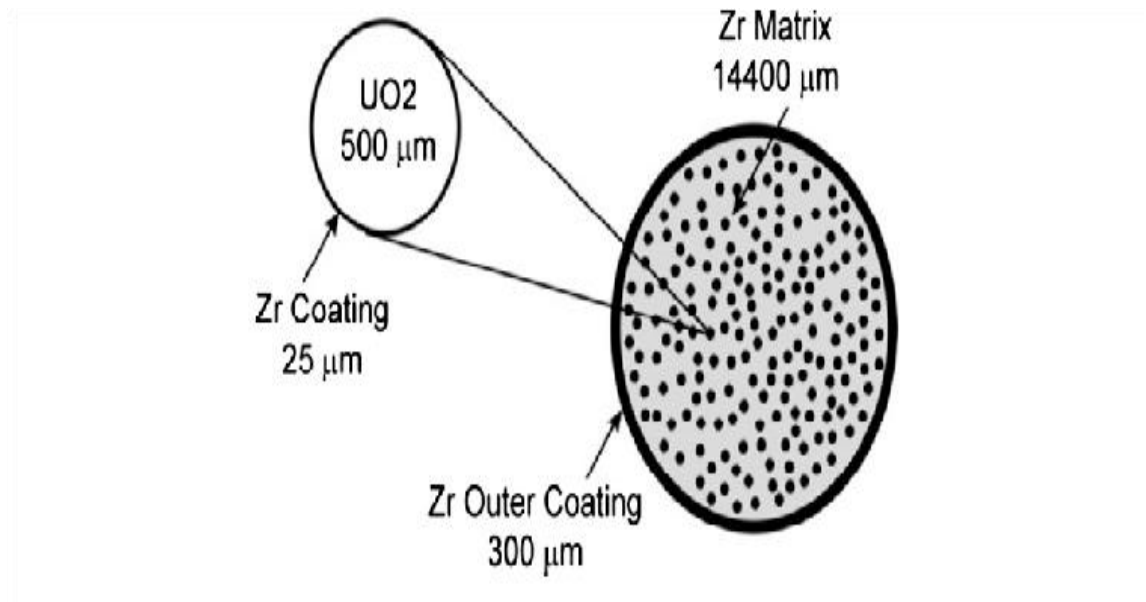


Figure 1 – Cermet fuel particle

It is hypothesized that this type of fuel is what is used in United States Navy reactors. This fuel has high heat transport characteristics and can withstand a large amount of expansion.

1.3 Program complex MCU5TPU

MCU (Monte Carlo Universal) is a project on development and practical use of a universal computer code for simulation of particle transport (neutrons, photons, electrons, positrons) in three-dimensional systems by means of the Monte Carlo method.

The main advantage of the Monte Carlo method is its ability to simulate the interaction of radiation with substance on the basis of the information from files of the evaluated nuclear data (i.e. the most exact data without additional assumptions is used). Besides, this method practically does not impose restrictions on the geometry of considered systems.

It is well known, that in many cases the Monte Carlo method used with evaluated nuclear data, may replace experiment. At present days such codes are used

at the analysis of radiation and nuclear safety of existing and at designing new objects of atomic energy and for other purposes.

The MCU Project started in «Kurchatov Institute» in 1982.

Various applied codes of MCU family have specific features and areas of use.

In aggregate they allow solving the following problems:

- evaluation of criticality and nuclear safety of nuclear objects;
- simulation of campaigns of nuclear reactors of various type;
- simulation of radiation protection , evaluation of radiation safety;
- reactor dosimetry;
- evaluation of electric signal of self powered detectors of the reactor internal monitoring system;
- evaluation of radiating characteristics of irradiated nuclear fuel;
- experiment quality evaluation;
- verification and validation of databases and engineering codes;
- evaluation of various effects, such as: gap effects, influence of environment on the cell constants, diffusion coefficient dependence on the moderator density, double heterogeneity, etc.;
- anti-neutrino detector design;
- design of the pulsed neutron source driven with the proton beam;
- transmutation of actinides and fission products;
- design of facilities for neutron doping of silicon [6-8].

Codes of the MCU family were used with reference to the following nuclear objects:

- power reactors;
- transport reactors;
- space reactors;
- research reactors;
- storages and shipping casks;
- Russian-American project on recycling of weapon grade plutonium;
- high-temperature gas-coolant reactors;

- burner of minor actinides;
- production reactors;
- critical stands, assemblies and reactors;
- pilot projects of new concepts of nuclear reactors.

Conclusion

The analysis of probable campaign duration of WWER-type nuclear reactor with the load of studied dispersed nuclear fuel was performed. It has been stated that it is possible to provide the replacement by new type of nuclear fuel without a nuclear reactor power change and campaign duration decrease. It confirms the consideration advisability of dispersed nuclear fuel with intermetallic matrix as the perspective fuel type.

According to results of neutron-physical calculations the main parameters characterizing dispersion nuclear fuel behavior in real operation modes depending on fuel material composition and its physical properties were defined.

In addition, the parameters, such as burn-up fraction, campaign length, quantity of reactor poisoning, etc., allowing estimating an economic efficiency of new fuel type using in water-water nuclear power facilities have been determined.

Also worth noting is that an implementation of DNF instead of ceramic one will allow improving an operating safety of nuclear power plants. It's possible owing to a creation of additional safety barrier in the form of matrix. Besides that, the implementation of DNF gives an opportunity to get higher values of burn-up range because of great decrease of fuel thermal stresses. This fact, in its turn, will cause an increase of economic effectiveness of DNF using in modern nuclear power plants.

References

1. Ayhan H., Ergun S. Modeling VVER-1200 Reactor Pressure Vessel by using Computational Fluid Dynamics Tools // BgNS conference 18-21 September 2013, Sunny beach, Bulgaria.
2. Fil N. Status and perspectives of VVER nuclear power plants // OKB Hidropress. IAEA. Retrieved 28 September 2011.
3. Asmolov, V. G. Development of the NPP Designs Based on the VVER Technology. Rosatom. Retrieved 9 August 2012.
4. Sudhir Mishra, P.S. Kutty, T.R.G. Kutty, Shantanu Das, G.K. Dey, Arun Kumar. Cermet fuel for fast reactor – Fabrication and characterization // Journal of Nuclear Materials, Volume 512, 15 December 2018, Pages 480.
5. Benchrif A., Chetaine A., Amsil H. Neutronic calculations of AFPR-100 reactor based on Spherical Cermet Fuel particles // Annals of Nuclear Energy. 2013. Vol. 59. P. 237-242.
6. Aleshin S.S., Bikeev A.S., Oleynik D.S., Shcherenko A.I. Calculation of «full core» VVER-1000 benchmark // Kerntechnik. 2018. Vol. 83. № 4. P. 294-298.
7. Bikeev A.S., Bogdanova E.V., Kosourov E.K., Shkarovsky D.A., Kalugin M.A. Study of neutron-physical characteristics of VVER-1200 considering feedbacks using MCU Monte Carlo code // Kerntechnik. 2018. Vol. 83, № 4, P. 299-306.
8. Bikeev A., Kalugin M., Shcherenko A., Shkarovsky D. Simulation of VVER-1000 startup physics tests using the MCU Monte Carlo code // Annals of Nuclear Energy. 2018. Vol. 117. P. 60-66.